

---

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

## Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 1 - 4

Eine Dokumentation der bisherigen Untersuchungen



---

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

## Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 1 - 4

Eine Dokumentation der bisherigen Untersuchungen  
der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH  
und des Staatlichen Amtes für Atomsicherheit und  
Strahlenschutz (SAAS)

Deskriptoren

DWR, DDR, Betriebserfahrung, Kühlsystem, Sicherheitseinrichtung,  
Reaktorsicherheit, Werkstoffprobleme

## KURZFASSUNG

Der vorliegende Bericht enthält den ersten und zweiten Zwischenbericht zur Sicherheitsbewertung der Blöcke 1 bis 4 des Kernkraftwerks "Bruno Leuschner" Greifswald. Weiterhin enthält der Bericht Stellungnahmen sowjetischer Experten zum ersten und zweiten Zwischenbericht.

Der erste Zwischenbericht befaßt sich vorrangig mit einer Beurteilung der druckführenden Komponenten des 1. Kreislaufes, insbesondere mit der Materialversprödung der Reaktordruckbehälter. Darüber hinaus werden erste Einschätzungen zur sicherheitstechnischen Auslegung der Anlagen vorgenommen.

Der zweite Zwischenbericht gibt einen Überblick über den Stand der weitergeführten Untersuchungen zur sicherheitstechnischen Auslegung und zur Auswertung der Betriebserfahrungen.

Der Bericht enthält eine zusammenfassende Beurteilung, in der die in den Fachkapiteln aufgeführten Empfehlungen in drei Kategorien von Maßnahmen zur Ertüchtigung der Blöcke gegliedert und bewertet werden.

## ABSTRACT

The present report consists of the first and second interim reports on the safety evaluation of unit 1 through 4 of the nuclear power plant "Bruno Leuschner" at Greifswald. The appendices to the report contain comments of U.S.S.R. experts to the first and second interim reports.

The first interim report primarily deals with an evaluation of the pressurized components of the primary loop, especially with the embrittlement of the reactor pressure vessel material. In addition, first estimates concerning the safety design of the plants are made.

The second interim report reflects the state of further studies relating to the safety design and the evaluation of operational experiences.

The report includes a summarized assessment in which the recommendations cited in the technical chapters are evaluated and subdivided into three categories of backfitting measures.



ERSTER ZWISCHENBERICHT  
ZUR SICHERHEITSBEURTEILUNG  
DES KERNKRAFTWERKS GREIFSWALD

BLÖCKE 1-4



## INHALT

	<u>Seite:</u>
1. EINFÜHRUNG	1
2. BESCHREIBUNG DER ANLAGE	3
2.1 Grundschalbild des Kraftwerkes	3
2.2 Sicherheitstechnische Auslegung	7
2.3 Grundlegende Sicherheitsprinzipien der ursprünglichen Auslegung der Blöcke WWER-440/W-230	8
2.4 Sicherheitstechnische Einrichtungen	9
2.5 Sicherheitsniveau-Vergleich	12
3. BEURTEILUNG DER DRUCKFÜHRENDEN KOMPONENTEN DES PRIMÄRKREISLAUFES	16
3.1 Ausführung des Primärkreislaufes	16
3.2 Zustand der Komponenten des Primärkreislaufes	19
3.3 Sicherheitsbeurteilung der Reaktordruckbehälter	26
3.4 Vorläufige Bewertung	31
4. NOTKÜHLWIRKSAMKEIT UND TRANSIENTENVERHALTEN	33
5. SYSTEMTECHNISCHE AUSLEGUNG WICHTIGER SICHERHEITSEINRICHTUNGEN	34
6. CONFINEMENT ALS SICHERHEITSEINSCHLUSS	43
7. AUSWIRKUNGEN ÜBERGREIFENDER EINWIRKUNGEN	45
7.1 Anlageninterne übergreifende Einwirkungen	46
7.1.1 Brand	46
7.1.2 Anlageninterne Überflutung	51
7.1.3 Versagen von Komponenten im Maschinenhaus hinsichtlich der Wirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Anlagenbereiche (Bruchstücke, Druckwelle)	51

	<u>Seite:</u>
7.1.4 Übergreifende Einwirkungen durch Ereignisse in anderen Blöcken	52
7.2 Einwirkungen von außen	52
8. ZUSAMMENFASSENDER WERTUNG	54
ANHANG 1	
Stellungnahme sowjetischer Experten zum	
1. Zwischenbericht KKW Greifswald	A 1-1
ANHANG 2	
Liste der in den RGW-Staaten errichteten, in Bau bzw. in Planung befindlichen Kernkraftwerke	
	A 2-1
LITERATURVERZEICHNIS	

## 1. EINFÜHRUNG

Im Rahmen der Zusammenarbeit mit der Deutschen Demokratischen Republik bei der Gewährleistung der Sicherheit von Kernkraftwerken hat der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) mit Schreiben vom 22. Januar 1990 die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mit einer Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Blöcke 1-4 (Anlagen WWER-440/W-230) beauftragt.

Die hierzu erforderlichen Arbeiten werden in Abstimmung mit dem Staatlichen Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS) der Deutschen Demokratischen Republik und mit Unterstützung durch das Kombinat Kernkraftwerke "Bruno Leuschner" Greifswald, durchgeführt.

Zur Einführung in die Arbeiten fand auf Einladung des SAAS am 25. und 26.1.1990 im Kombinat Kernkraftwerke Greifswald ein Arbeitsseminar statt. Von seiten der Bundesrepublik Deutschland haben an diesem Seminar Vertreter des BMU, der GRS, der Materialprüfanstalt Stuttgart (MPA) und der Technischen Überwachungs-Vereine (TÜV) teilgenommen. Von seiten des SAAS wurden Vertreter des Kombinats Kernkraftwerke "Bruno Leuschner" hinzugezogen. Des weiteren nahmen auf Einladung des Kombinats einige Mitarbeiter der Firma Siemens an den Beratungen teil.

Das Seminar diente vor allem der Information über die sicherheitstechnische Auslegung der Anlage (Blöcke 1-4) und über die vom SAAS für notwendig gehaltenen sicherheitstechnischen Nachrüstmaßnahmen (Rekonstruktionsmaßnahmen). Die hierzu vom SAAS mit Unterstützung des Kombinats in einem zweijährigen Arbeitsprogramm bis Ende 1991 geplanten Arbeiten wurden erläutert. Danach soll in einem Sofortprogramm zunächst geprüft werden, ob Rekonstruktionsmaßnahmen grundsätzlich möglich und sinnvoll sind. Vorrangig sind dabei Werkstoff- und Festigkeitsfragen der druckführenden Komponenten, insbesondere der Reaktor-druckbehälter zu behandeln. Ausgehend von den Ergebnissen dieser Beurteilung sollen dann weitere Entscheidungsgrundlagen über Rekonstruktionsmaßnahmen erarbeitet werden.

Bei der Anlagenbegehung während des Seminars wurden Einrichtungen des Primärkreislaufes, des Speisewasser-Dampfkreislaufs, die Haupt-

und Nebenwarte, das Maschinenhaus und die Kühlwasserpumpenanlage berücksichtigt.

In den anschließend gebildeten vier Arbeitsgruppen

AG 1: Druckführende Komponenten, Primärkreislauf

AG 2: Systemtechnische Auslegung

AG 3: Gebäudeeinschluß und übergreifende Einwirkungen

AG 4: Störfallanalysen, Notkühlwirksamkeit

wurden Einzelheiten der vorzunehmenden Untersuchungen, der Bereitstellung erforderlicher Unterlagen sowie des weiteren Vorgehens besprochen.

Der vorliegende Bericht enthält eine erste Stellungnahme zu sicherheitstechnischen Fragestellungen bzgl. der Blöcke 1-4 des Kernkraftwerks Greifswald. Grundlage dieser kurzfristigen Stellungnahme sind die während des Seminars sowie anlässlich einer Besprechung am 1.2.90 vom SAAS und dem Kombinat gemachten Ausführungen bzw. gegebenen Auskünfte sowie Einsichten aus kurzfristig verfügbaren bzw. zur Verfügung gestellten Unterlagen. Des weiteren wurde am 1.2.1990 mit der MPA ein Fachgespräch zu Werkstoff- und Festigkeitsfragen geführt.

Die Stellungnahme befaßt sich vorrangig mit einer ersten Beurteilung der derzeit verfügbaren Kenntnisse zu den druckführenden Komponenten des Primärkreislaufs, insbesondere der Reaktordruckbehälter der Blöcke 1-4 (Abschnitt 3). In den weiteren Abschnitten der Stellungnahme werden Einzelgesichtspunkte der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage (Abschnitt 5 und 6) sowie übergreifender Einwirkungen (Abschnitt 7) behandelt. Eine Beurteilung der Bedeutung dieser Einzelgesichtspunkte für die Sicherheit der Gesamtanlagen muß jedoch den weiteren Untersuchungen vorbehalten bleiben. Soweit derzeit bereits absehbar, wird in den betroffenen Abschnitten auf die für die weitergehende Beurteilung notwendigen Untersuchungen (z.B. zu Transientenverhalten, Notkühlwirksamkeit) eingegangen.

Für die Fortführung der Untersuchungen sind mit dem SAAS weitere Schritte vereinbart worden.

## 2. BESCHREIBUNG DER ANLAGE (Blöcke 1-4)

Mit dieser kurzen Beschreibung soll zum besseren Verständnis der in den nachfolgenden Abschnitten vorgenommenen ersten Beurteilungen auf wichtige Auslegungsmerkmale hingewiesen werden.

Die Blöcke 1-4 des Kernkraftwerks Greifswald sind mit Druckwasserreaktoren sowjetischer Bauart, den Reaktoren WWER-440/W-230 ausgerüstet. Im Endausbau sind am Standort Lubmin/Greifswald vier weitere Blöcke (Blöcke 5-8) mit den Druckwasserreaktoren WWER-440/W-213 vorgesehen. Im Vergleich zu den Anlagen W-230 verfügen die Anlagen W-213 über verbesserte sicherheitstechnische Einrichtungen.

Im Block 5 wurde im vergangenen Jahr der Probetrieb aufgenommen. Nach einer am 24. November 1989 aufgetretenen Störung wurde der Block am 29. November 1989 außer Betrieb genommen. Die Blöcke 6-8 befinden sich in Bau.

Der folgende Überblick bezieht sich ausschließlich auf die wichtigsten anlagentechnischen Merkmale und sicherheitstechnischen Einrichtungen der Blöcke 1-4 mit den Druckwasserreaktoren WWER-440/W-230.

### 2.1 Grundschaltbild des Kraftwerks

Bild 2-1 zeigt einen Gebäudequerschnitt für die Anlage WWER-440/W-230. Jeder Block besitzt zwei Kreisläufe, das Primärsystem (1. Kreislauf, siehe Bild 2-2) und das Speisewasser-Dampfsystem (2. Kreislauf, siehe Bild 2-3). Die Einrichtungen des 1. Kreislaufs sind von einem sog. Confinement umgeben, die Einrichtungen des 2. Kreislaufs befinden sich im Maschinenhaus.

WWER-Kernkraftwerke der 440er Klasse werden in der Regel als sogenannte Doppelblock-Anlagen errichtet. Charakteristisch für diese Bauweise ist die bauliche Anordnung der beiden Reaktoranlagen in einer gemeinsamen Reaktorhalle. Beide Reaktoren verfügen sowohl über unabhängige und separate als auch über gemeinsam benutzbare Betriebssysteme und sicherheitstechnische Einrichtungen.

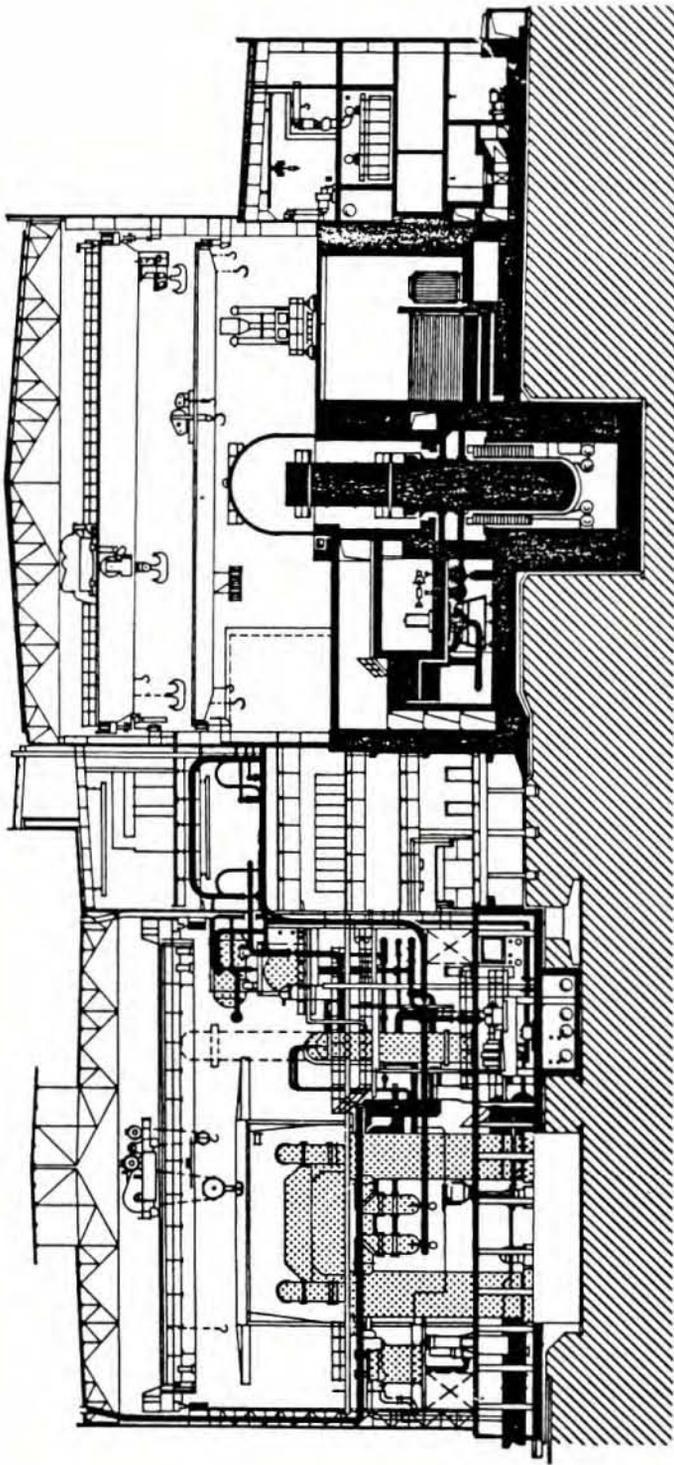
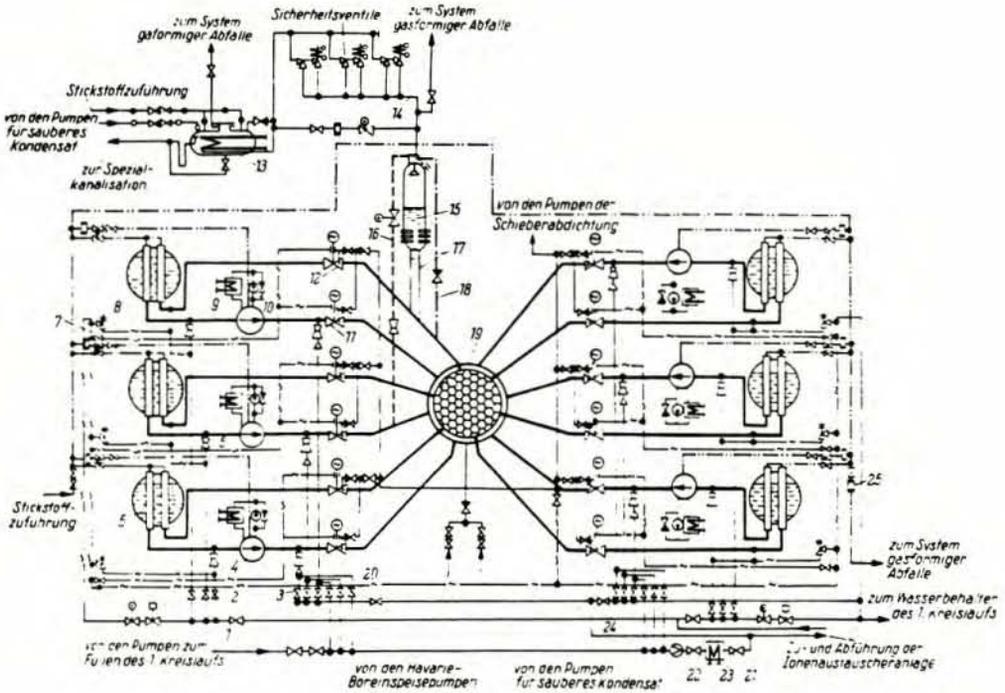


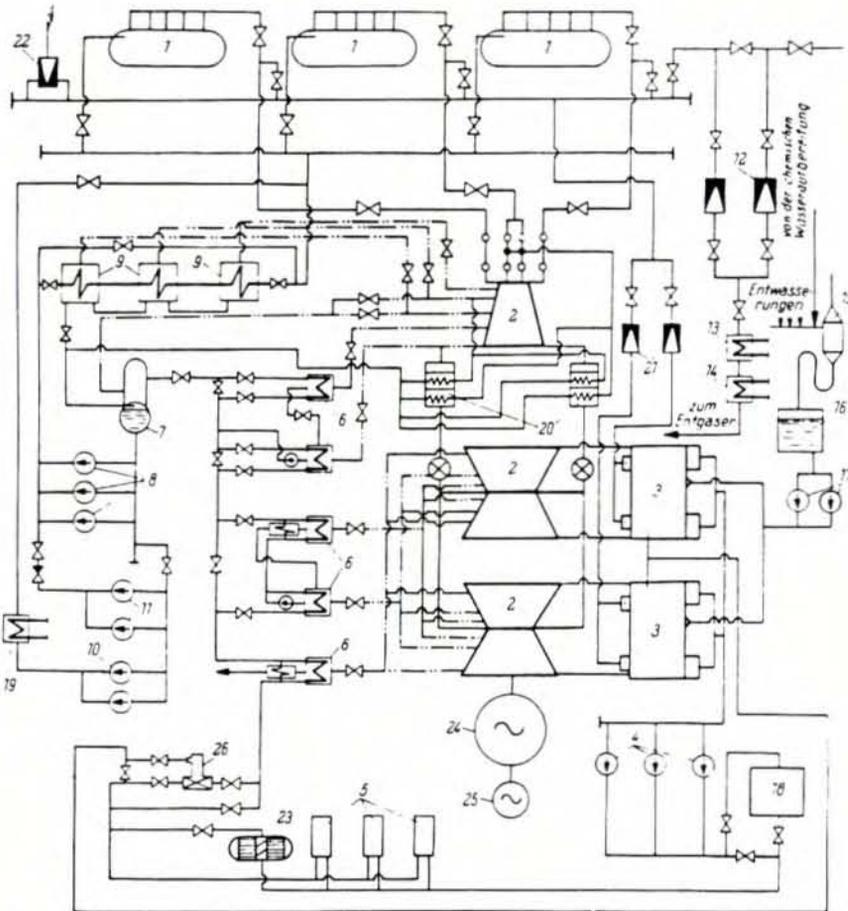
Bild 2-1:  
WVER-440/W-230, Querschnitt



1, 2 Ventile der Wasserrückführung in den Kreislauf. 3 Ventil der Wasserabführung aus dem Kreislauf. 4 Hauptumwälzpumpe. 5 Dampferzeuger. 6 Drosseleinrichtung. 7 Ventil für kontrollierte Leckwasser. 8 Sicherheitsventil. 9, 10 Wärmetauscher und Pumpe des autonomen Kreislaufs der HUP. 11, 12 Hauptabsperrschieber im "kalten" und "heißen" Strang. 13 Kondensationsbehälter. 14 Dampfsammler. 15 Volumenkompensator. 16 Einspritzleitung. 17 Verbindungsleitungen zwischen Volumenkompensator und dem nicht absperzbaren Teil des Kreislaufs. 18 Überströmleitung. 19 Reaktor. 20 Ventil für die Aufheizung und Abkühlung einer Schleife. 21, 22 Absperrventile des Wärmetauschers für die Aufwärmung und Abkühlung. 23 Wärmetauscher. 24 Ventil der Wasserabführung aus dem Kreislauf. 25 Lecksignalisator.

**Bild 2-2:**

Grundschaltbild des 1. Kreislaufs des Reaktors WWER-440



- 1 Dampferzeuger. 2 Turboaggregat. 3 Kondensatoren. 4 Kondensatpumpen. 5 Hauptejektoren. 6 Niederdruckvorwärmer. 7 Entgaser. 8 Speisepumpen. 9 Hochdruckvorwärmer. 10 Havariespeisepumpe. 11 Abkühlpumpe. 12 Reduzierstation für die Abkühlung. 13 technologischer Kondensator. 14 Kondensatkühler. 15 Entspanner der Entwässerung. 16 Behälter der Entwässerung. 17 Pumpen des Behälters der Entwässerung. 18 Kondensatreinigung. 19 Wärmetauscher für die Aufwärmung und Abkühlung. 20 Überhitzer-Wasserabscheider. 21 Reduzierstation für den Dampfabwurf in den Turbinenkondensator. 22 Reduzierstation für Dampfableß in die Atmosphäre. 23 Ejektor der Turbinendichtungen. 24 Hauptgenerator. 25 Hausgenerator. 26 Ventil für die Kondensatrückführung.

**Bild 2-3:**

Grundschaltbild des 2. Kreislaufs

Der 1. Kreislauf besteht aus einem wassergekühlten- und wassermoderierten Leistungsreaktor mit 6 Hauptumwälzschleifen (HUP). Jede Hauptumwälzschleife umfaßt eine Hauptumwälzpumpe (HUP), einen Dampferzeuger (DE), zwei Hauptabsperrschieber (HAS) mit elektrischem Antrieb zur Absperrung der HUL der NW 500 am Reaktordruckgefäß (RDB).

Zum Ausgleich von Druck- und Volumenschwankungen besitzt der 1. Kreislauf einen Druckhalter (DH), der über zwei Rohrleitungen NW 200 an eine HUL angeschlossen ist und mit Sicherheitsventilen (2 Sicherheitsventile, Fa. Sempell) ausgerüstet ist. Diese blasen in einen Einperlbehälter (Abblasebehälter) ab.

Der 2. Kreislauf umfaßt den dampfseitigen Teil des Dampferzeugers, die Turbogeneratoren, die Kondensat- und Speisewassersysteme, sowie die Hilfsausrüstungen des maschinentechnischen Teils. Jedem Block sind 2 Turbogeneratoren von je 220 MW Leistung zugeordnet, die mit Sattdampf von 44 bar arbeiten.

Die Energieableitung an das Verbundsystem erfolgt mit 220 kV bzw. 380 kV, die Eigenbedarfsversorgung ist mit Spannungen von 6 kV, 380/220 V und 220 V Gleichstrom verwirklicht. Des weiteren erfolgt eine Energieabgabe von 200 MW thermisch an ein Fernwärmenetz.

Zur Versorgung mit Kühlwasser und Technisch-Wasser (Neben Kühlwasser) besteht eine Durchflußkühlung mit Meerwasser aus dem Greifswalder Bodden über ein Einlaufbauwerk.

## 2.2 Sicherheitstechnische Auslegung

Die in den Blöcken 1-4 (WWER-440/W-230) vorhandenen sicherheitstechnischen Einrichtungen entsprechen konzeptionell den sicherheitstechnischen Anforderungen, die für Planung und Bau der Reaktorblöcke WWER-440/W-230 seinerzeit zugrunde gelegt wurden. Dazu werden die grundlegenden Sicherheitsprinzipien kurz zusammengestellt und auf einige systemtechnische Ausführungen eingegangen.

### 2.3 Grundlegende Sicherheitsprinzipien der ursprünglichen Auslegung der Blöcke WWER-440/W-230 (übernommen aus /1/)

- Entwicklung der Blöcke mit Druckwasserreaktoren W-230 erfolgte in den 60er Jahren in der UdSSR
  - Hauptsächliche Auslegungsgrundsätze
    - Vermeidung von Bersten und Abriß großer Rohrleitungen durch hohe Qualität der eingesetzten Werkstoffe (warmzäher austenitischer Stahl)
    - Ausschluß von HUL-Abriß und RDB-Versagen
    - Definition als Auslegungsstörfall (max. Projektstörfall): Abriß einer Rohrleitung NW 100, die an den absperrbaren Teil des Primärkreislaufs anschließt (Äquivalent NW 32 durch Ausflußbegrenzer) bei gleichzeitigem totalen Spannungsausfall.
    - Gewährleistung des Sicherheitseinschlusses durch ein Druckraumsystem (Boxen) mit Gebäudeüberdruckklappen ausgelegt für den Abriß einer Rohrleitung NW 200, die bis hin zu einem NW 32-Leck geschlossen bleiben.
- Anmerkung:  
Damit wurde der Grundgedanke verfolgt, daß über die Klappen maximal nur die Kreislaufaktivität freigesetzt werden kann ( $100 \text{ Ci/m}^3$  bei ca.  $240 \text{ m}^3$ ) und Brennelementschäden erst nach dem Schließen der Klappen auftreten.
- Ausschluß schwerer Störfälle mit Kernbrennstoffschmelzen
- Auslegungsbesonderheiten der Blöcke mit W-230
  - 6 Primärkreislaufschleifen
  - Absperrbarkeit jeder Schleife durch HAS
  - Liegende Dampferzeuger mit großen Sekundärwasservolumen
  - Im Endausbau 8 Blöcke an einem Standort mit mannigfaltigen Möglichkeiten der Nutzung blockgebundener Systeme für Nachbarblöcke
  - Gemeinsames Maschinenhaus (Länge ca. 1.000 m) für alle 8 Blöcke

## 2.4 Sicherheitstechnische Einrichtungen

- **Havarie-Boreinspeisesystem**

Es sind 6 Pumpen zum Einspeisen in den 1. Kreislauf vorhanden, die gemeinsam nebeneinander aufgestellt sind. Je 3 Pumpen bilden eine Einheit und saugen über eine Leitung aus einem Borwasserbehälter an, der für alle Pumpen als Vorrat dient, und speisen über zwei Sammler in den 1. Kreislauf ein. Neben den Boreinspeisepumpen sind 3 Sprinklerpumpen mit je 2 Kühlern vorhanden, die ebenfalls aus dem genannten Borwasserbehälter ansaugen und bei Leckstörfällen Borwasser in das Druckraumsystem des Reaktorgebäudes einsprühen, um einen Druckaufbau zu begrenzen.

- **Gebäudeabschluß-Confinement**

Das Druckraumsystem ist ein abgeschlossenes Raumsystem, welches als Sicherheitseinschluß die Hauptanlagen des Primärkreislaufs (Reaktor-druckbehälter, Dampferzeuger, Hauptumwälzpumpen, Hauptabsperrschieber, Druckhalter, Havarie-Borbehälter, Primärwassereinspeisungsanlage) umschließt. Die Räume haben ein Gesamtnettovolumen von ca. 14.000 m<sup>3</sup> und sind für einen Überdruck von 1 bar ausgelegt. Zwischen den nicht begehbaren Räumen, den begehbaren Räumen und der Atmosphäre wird ein gestaffelter Unterdruck durch Lüftungsanlagen gehalten. Verlustwärme wird über Umluftanlagen mit Kühler abgeführt. In der Box der Dampferzeuger und Hauptumwälzpumpen sind drei Düsenstränge eines Sprinklersystems angeordnet (Druckabbau, Jodbindung). Das Druckraumsystem ist über neun Klappen mit der Umgebung verbunden. Beim maximalen Auslegungsstörfall "Abriß einer Anschlußleitung an den Primärkreislauf NW 100 mit Ausflußbegrenzer NW 32" und unterstellter Wirksamkeit der Sprinkleranlage kommt es nicht zum Öffnen der Klappen. Bei Versagen des Sprinklersystems beim Auslegungsstörfall kommt es zum Öffnen einer Klappe. Das Öffnen aller Klappen schützt die Druckräume beim Bruch der größten Anschlußleitung NW 200 an der HUL im nicht absperrbaren Bereich.

- Havarie-Speisewassersystem

Das Havarie-Speisewassersystem besteht aus 2 Pumpen, die neben den Hauptspeisewasserpumpen im Maschinenhaus aufgestellt sind. Die Rohrleitungen sind saug- und druckseitig vermascht.

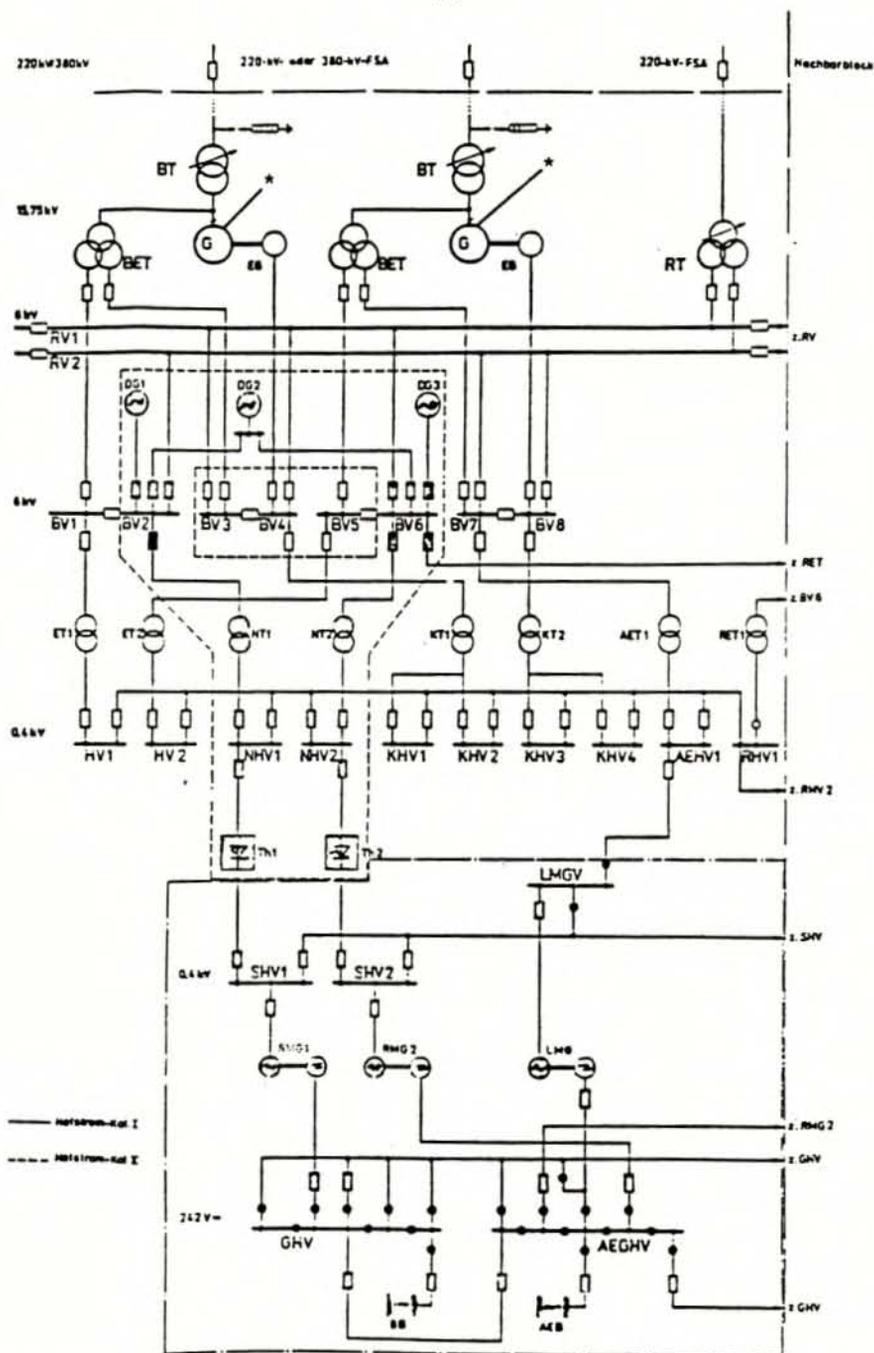
- Kühlwasserpumpenanlagen (Technisch-Wasser-System)

Es sind 5 Pumpen für einen Doppelblock vorhanden, die, in einem gemeinsamen Raum aufgestellt, druckseitig auf einen Sammler gehen und von dort alle Verbraucher eines Blocks (Betriebs- und Sicherheitssysteme) über einen Strang mit Kühlwasser versorgen.

- Elektrische Energieversorgung

(Übersicht siehe Bild 2-4)

- Netzanbindung: Es ist ein Anfahrnetzanschluß vorhanden. Für die Hauptnetzanschlüsse sind Generatorschalter nachgerüstet worden, so daß sie zum Bezug von Eigenbedarfsleistung geeignet sind. Die Anschlüsse der verschiedenen Blöcke speisen in die 220 kV- und die 380 kV-Ebene ein.
- Eigenbedarfsanlage: Es bestehen Verbindungsmöglichkeiten zum Nachbarblock. Die Auslaufenergie der Turbosätze wird zum zeitlich begrenzten Weiterbetrieb der Hauptkühlmittelpumpen, z.B. im Notstromfall, genutzt.
- Notstromsystem: Das Notstromsystem ist im Grundsatz zweisträngig aufgebaut. Die Zweisträngigkeit ist nicht durchgehend eingehalten. Auf verschiedenen Ebenen (Dieselaggregate, Schaltanlagen, Gleichstromanlagen) sind Vermaschungen vorhanden.



**Bild 2-4:**

Gesamtübersichtsplan der E-Anlagen des 440-MW-Blockes, Nord I-II  
 \* Generatorschalter

## 2.5 Sicherheitsniveau-Vergleich (übernommen aus /1/)

Zur Planung notwendiger bzw. möglicher Rekonstruktionsmaßnahmen wurden vom Kombinat KKW "Bruno Leuschner" Untersuchungen zum Vergleich verschiedener Sicherheitsniveaus vorgenommen. Im folgenden sind nach /1/ einige Stichworte zu erkannten Sicherheitsdefiziten aufgeführt und in Tabelle 2-1, aus /1/, ein Niveauvergleich mit Reaktoren neuerer Baulinien anhand ausgewählter Kriterien zusammengestellt.

"Das derzeitige Sicherheitsniveau der Blöcke mit W-230; Hauptdefizite zum Weltniveau"

- Vergleich des Niveaus der nuklearen Sicherheit anhand von Hauptkriterien: siehe Tabelle 2-1.
- Inbetriebnahme der DDR-Blöcke: Tabelle 2-2.
- Hauptdefizite zum derzeitigen Weltniveau der W-230:
  - a) Projektstörfall gleich Abriß NW 100 mit Ausflußbegrenzer (NW 32),
  - b) Wegen a): Havariekühlsystem ohne Hydroakkumulatoren und Langzeitnotkühlung,
  - c) Druckraumsystem mit Gebäudeabschlußklappen (1,6 bar und 1,8 bar), kein dichter Sicherheitseinschluß,
  - d) Dieselnostromversorgung bilanzmäßig und zuverlässigkeitsmäßig unterdimensioniert
  - e) Wärmesenke 1. Kreislauf (Technisch-Wasser-System<sup>1</sup>, keine strikte Strängigkeit, teilweise Vermaschung),
  - f) Wärmesenke 2. Kreislauf - Havariespeisewasser<sup>2</sup>
  - g) Räumliche Trennung der Sicherheitssysteme.

---

<sup>1</sup> insbesondere kein Notkühlssystem

<sup>2</sup> nur 2 Pumpen

Tab. 2-1:

Sicherheitsniveau-Vergleich der WWER-Reaktoren anhand ausgewählter Kriterien

Nach /1/

Nr.	Kriterien	W-230 (vor Reko)	W-213	WWER-1000	Biblis B
1	max. Auslegungsstörfall (Kühlmittelverluststörfall)	NW 100 (32) mit TSA	2F HUL mit TSA	2F HUL mit TSA	2F HUL mit TSA
2	<u>Wichtige Projektstörfälle</u>				
	- Abriß FD-Leitung	nein <sup>5</sup>	ja <sup>1</sup>	ja	ja
	- Ausfall Speisewasserversorgung	ja	ja	ja	ja
	- Offenbleiben DH-Sicherheits-Ventil	ja	ja	ja	ja
	- DE-Leck	ja <sup>2</sup>	ja	ja	ja
	- Ausfall HUP-Stromversorgung	ja <sup>3</sup>	ja	ja	ja
3	Redundanz von Sicherheitssystemen	2 x 100 % (nicht konsequent)	3 x 100 %	3 x 100 %	4 x 100 % <sup>4</sup>

<sup>1</sup> Bei Leck ohne schlagende Rohrleitung;

<sup>2</sup> Mit Personalhandlungen;

<sup>5</sup> Blöcke 1 und 3 mit Schnellschlußmaßnahmen nachgerüstet

<sup>3</sup> Nutzung der Auslaufenergie der TS

<sup>4</sup> Anmerkung GRS: Gilt nicht in jedem Fall

Tab. 2-1:

Sicherheitsniveau-Vergleich der WWER-Reaktoren anhand ausgewählter Kriterien (Fortsetzung)  
 Nach /1/

Nr.	Kriterien	W-230 (vor Reko)	W-213	WWER-1000	Biblis B
4	Sicherheitseinschluß-Typ	Druckraumsystem mit Druckablaßkappe	Druckraumsystem mit Barbotagesystem	Volldruckcontainment	Volldruckcontainment <sup>6</sup>
5	Schutz gegen äußere Einwirkungen	nein	begrenzt	ja	ja
6	Brandschutz	ungenügend (keine Res.warte)	Feuerfeste Materialien, räumliche Trennung, automatisches Feuerlöschsystem (Res.warte vorhanden)		
7	Havariemeßtechnik und -diagnose	veraltete Technik nur für Projektstörfälle Meßbereich	nicht modernste Automatisierung technisch begrenzter Meßumfang	nicht modernste Automatisierung technisch begrenzter Meßumfang	hohe Automatisierung, Rechnereinsatz, erweiterter Meßumfang

<sup>6</sup> Zusätzliche Anmerkung der GRS

Tab. 2-2:

Inbetriebnahmetermine  
Nach /1/

1966	-	KKW Rheinsberg		70 MWe
1973	-	KKW Greifswald,	Block 1	440 MWe
1974	-	"	Block 2	440 MWe
1977	-	"	Block 3	440 MWe
1979	-	"	Block 4	440 MWe
1989	-	"	Block 5	440 MWe
	-	"	Blöcke 6-8 (in Bau)	440 MWe
	-	KKW Stendal,	Block 1 (in Bau)	1.000 MWe
	-	"	Block 2 (in Bau)	1.000 MWe

### 3. BEURTEILUNG DER DRUCKFÜHRENDEN KOMPONENTEN DES PRIMÄRKREISLAUFES

#### 3.1 Ausführung des Primärkreislaufes

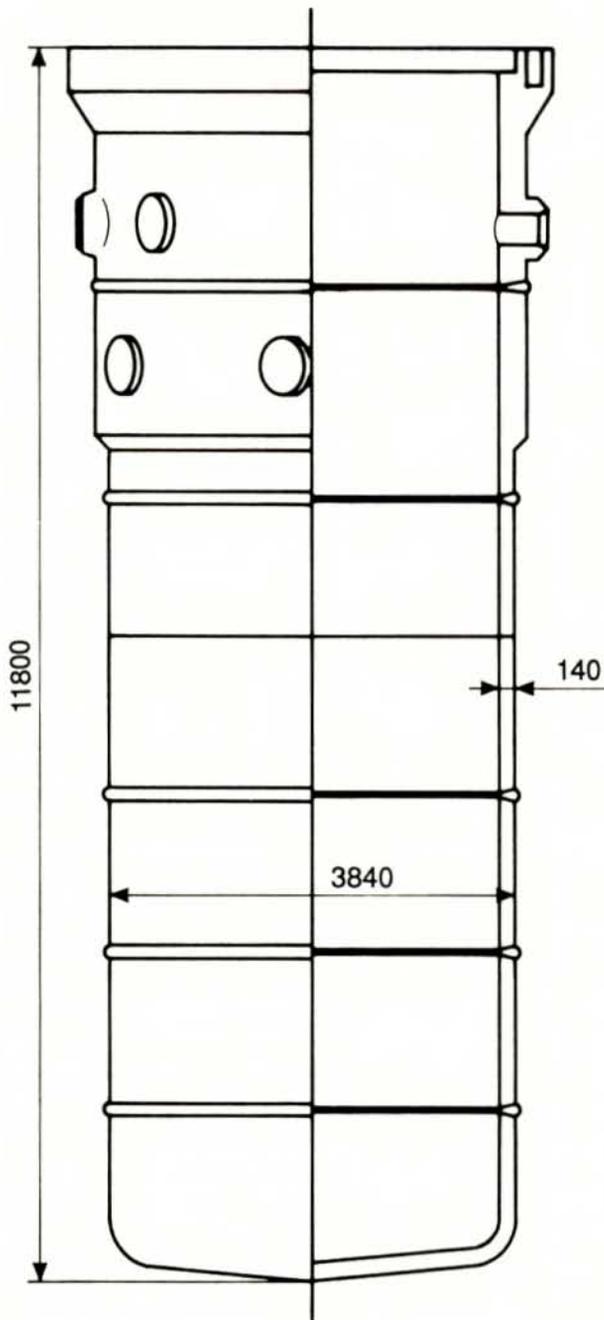
Die druckführenden Wandungen der Behälter des Primärkreislaufs (RDB, DE, DH,) bestehen aus ferritischem Stahl. Dabei kommt für den RDB ein niedriglegierter Chrom-Molybdän-Vanadin-Stahl und für die Dampferzeugermäntel sowie den DH ein Kohlenstoffstahl zum Einsatz. Die verbindenden Rohrleitungen zwischen den Behältern und die Gehäuse der Schieber und Pumpen bestehen aus einem titanstabilisierten, austenitischen Chrom-Nickel-Stahl (ähnlich CrNiTi 18 10). Dies trifft auch für die Dampferzeuger-Heizrohre (Siederohre) zu. Die großen Teile sind überwiegend geschmiedet und bestehen, soweit möglich, aus nahtlosen Ringen mit Verstärkungen für die Stützenbereiche.

Das Beanspruchungsniveau der Bauteile des Primärkreislaufs ist im Normalbetrieb vergleichbar mit dem westlicher Reaktorbaulinien; z.T. ist es auch niedriger.

Bild 3-1 zeigt die typische Bauweise für den RDB. Er besteht aus geschmiedeten Ringen, die mit Rundnähten verbunden sind. Die Eintritts- und Austrittsstützen der 6 Kreisläufe liegen in zwei aufeinanderfolgenden Stützenringen. Die Stützenringe sind verstärkt und mit ausgehalsten Ansätzen versehen. Die Stützenansätze sind mit einer hoch-Ni-haltigen Schweißelektrode (ca. 25 % Ni) mehrlagig aufgefertigt. Das anschließende Formstück besteht aus austenitischem Werkstoff und wird erst auf der Baustelle angeschweißt. Die Deckel- und Bodenkalotten bestehen aus formgepreßten Teilen, die mit Längsnähten verbunden sind.

Die Reaktordruckbehälter von Block 1 und 2 sind unplattiert, die von Block 3 und 4 zweilagig plattiert. Die Plattierung ist als Bandplattierung in 60 mm Breite und 9 + 2 mm Dicke ausgeführt.

Für die Reaktordruckbehälter der Baulinie WWER-440/W-230 kommen üblicherweise die Werkstoffe nach Tabelle 3-1 zur Anwendung.



**Bild 3-1:**  
Reaktordruckbehälter WWER-440 /DOE 87/

Tab. 3-1:

Chemische Zusammensetzung von Stählen und Schweißnähten für die Herstellung von WWER-440 Reaktordruckbehälter /DOE 87/

Massengehalte in %

Material	C	Si	Mn	S max.	P max.	Cr	Ni	Mo	V	Ti	Cu
25Cr3MFA	0.22-0.27	0.17-0.37	0.3-0.6	0.025	0.025	2.5-3.0	0.4	0.6-0.8	0.25-0.36	-	-
15Cr2MFA	0.11-0.21	0.17-0.37	0.3-0.6	0.025	0.025	2.0-3.0	0.4	0.6-0.8	0.25-0.35	-	0.20±0.05
Sv-10CrMFT	0.07-0.12	0.15-0.35	0.4-0.7	0.03	0.03	1.4-1.8	0.3	0.4-0.6	0.20-0.35	0.05-0.12	0.05-0.10
Sv-10CrM	max 0.12	0.15-0.35	0.4-0.7	0.03	0.03	0.8-1.1	0.03	0.4-0.6	0.20-0.35	-	-
Sv-08CrMF	0.07-0.10	0.12-0.36	0.4-0.7	0.03	0.03	1.0-1.4	0.03	0.6-0.8	0.15-0.35	-	-
Sv-13Cr2FT	0.10-0.15	= 0.36	0.4-0.7	0.03	0.03	1.7-2.2	0.03	0.6-0.8	0.15-0.35	0.15-0.35	-

- 18 -

/DOE 87/ DOE/NE-0084, Revision 1 "Overall Plant Design Description VVER"

### 3.2 Zustand der Komponenten des Primärkreislaufes

Für die Aussagen zum Zustand der eingesetzten Komponenten können keine vergleichbaren Dokumentationen über die chemische Analyse, die mechanisch-technologischen Kennwerte, die Zähigkeitskennwerte und die Verfahrens- und Arbeitsprüfungen herangezogen werden, wie sie bei Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland üblich sind. Diesbezügliche Unterlagen sind beim Betreiber nicht vorhanden. Daher ist es notwendig, sich auf allgemeine Angaben und insbesondere auf die Ergebnisse der durchgeführten wiederkehrenden zerstörungsfreien Prüfungen und Druckproben abzustützen. Das Prüfintervall beträgt für den Primärkreislauf 4 Jahre; erstmals 2 Jahre nach der Inbetriebnahme.

Hinsichtlich durchgeführter Druckproben und Oberflächenrißprüfungen im Bereich der höher versprödeten Schweißnähte und Stutzeninnenkanten liegt für den RDB eine höhere Prüfdichte im Vergleich zu RDB westlicher Reaktorbaulinien vor.

Aus der Gesamtheit der vorgestellten Prüfergebnisse ergeben sich für die medienbenetzten Behälterbereiche keine Anzeichen von Spannungsrißkorrosion.

Weitere wesentliche Informationen, auf die sich die folgenden Aussagen zum Zustand der Komponenten begründen, sind in den Tabellen 3-2, 3-3 und 3-4 zusammengefaßt. Sie wurden in Gesprächen mit dem Betreiber des KKW und dem SAAS gewonnen. Danach läßt sich der Zustand der Komponenten wie folgt charakterisieren:

- Block 1

An den unplattierten Innenflächen des RDB wurden bei früheren wiederkehrenden Prüfungen Korrosionsnarben festgestellt. Als Schadensursache wurde unkonditioniertes, sauerstoffgesättigtes Wasser in Verbindung mit der Borsäure bei längeren Stillstandszeiten angegeben. Die Korrosionsmulden hatten Münzgröße mit Tiefen bis 7 mm und wurden alle ausgeschliffen. Rißanzeigen wurden nach dem Ausschleifen nicht festgestellt.

Tab. 3-2:

Angaben zu Betriebsstunden seit Inbetriebnahme, Prognose der Fluenzen an der RDB-Innenwand (kernnahe Schweißnaht - SG -, Kernmittbereich -  $GW_{max}$  -) und errechnete Sprödbruchübergangstemperaturen bei Betriebsbeginn ( $T_{K0}$ ), zum Zeitpunkt 1989 ( $T_K$ ) und Maximalwert ( $T_{KEOL}$ )

Block No	Fluenz in $cm^{-2}$			ermittelte Sprödbruchübergangstemperatur							
	Neutronenenergie > 0,5 MeV			$T_{K0}$		$T_K$ 1989		$T_K$ EOL			
	Betriebsstunden	1989	EOL <sup>b)</sup>	SG	GW <sub>max</sub>	SG	GW	SG	GW <sub>max</sub>	SG	GW <sub>max</sub>
Block 1 105 700 h	4,5x10 <sup>19</sup>	7x10 <sup>19</sup>	5,7x10 <sup>19</sup>	a	(+46 °C)	(0 °C)	Wert nach Glühung wird noch bestimmt	c	(150)	d	c
Block 2 101 700 h	6,4x10 <sup>19</sup>	8,2x10 <sup>19</sup>	6,4x10 <sup>19</sup>	a	(+ 4 °C)	(0 °C)	(>147 °C)	c	(147)		c
Block 3 90 300 h	5,5x10 <sup>19</sup>	7x10 <sup>19</sup>	6,5x10 <sup>19</sup>	a	(+23 °C)	(0 °C)	(152 °C)	c	(163)		c
Block 4 73 300 h	5x10 <sup>19</sup>	5,9x10 <sup>19</sup>	10,8x10 <sup>19</sup>	a	(-13 °C)	(0 °C)	(124 °C)	c	(163)		c

a Werte für Grundwerkstoff im Kernmittbereich ( $GW_{max}$ ) hängen vom zukünftigen Beladeschema ab

b EOL-Wert  $\hat{=}$  maximal zulässiger Wert für Auslegungsfall  
EOL-Wert wird nach Ausheilglühung über  $T_K$  neu festgelegt

c Werte werden nach Projektangabe zu  $T_K < 70$  °C nach 30 Jahren angesetzt

d ermittelter Wert vor Wärmebehandlung 186 °C

( ) Werte aus empirischen Beziehungen ermittelt

Tab. 3-3:

Angaben zu den Anteilen von Cu, P in der chemischen Analyse und daraus abgeleitete Koeffizienten für die Abschätzung der Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur bei Bestrahlung

		Werte Cu, P Kernnahe Schweißnaht Grundwerkstoff (GW) Schweißgut (SG)		Koeffizient ( $A_F$ ) <sup>2</sup> für die Abschätzung der Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur	
		GW 1 %	SG %	GW 2 %	GW 2 SG
Block 1	Cu	0,086 - 0,104 <sup>1</sup> 0,109 - 0,123 (0,17)	0,104 - 0,123 <sup>1</sup> 0,123 - 0,135 (0,12)	(0,13)	(11,2) 33 (35,5)
	P	0,032 - 0,034 <sup>1</sup> 0,035 - 0,036 (0,010)	0,034 - 0,036 <sup>1</sup> 0,036 - 0,038 (0,036)	(0,012)	
Block 2	Cu		(0,18)		(11,2)
	P		(0,032)		(37,7)
Block 3	Cu		(0,12)		(11,2)
	P		(0,035)		(34,8)
Block 4	Cu		(0,16)		(15,6)
	P		(0,035)		(37)

( ) Werte in Klammern sind Schätzangaben, die sich auf Werkstoffchargen beziehen, die in dem Herstellungszeitraum verarbeitet wurden

<sup>1</sup> Wertepaare aus zwei verschiedenen Messungen

GW 1 - Grundwerkstoff unterhalb der kernnahen Schweißnaht

GW 2 - Grundwerkstoff oberhalb der kernnahen Schweißnaht

<sup>2</sup> Für Grundstoff (GW)  
 $A_F (265 \text{ °C}) = 1\,200 (P+0,1 \text{ Cu})-19$ <sup>3</sup>

Für Schweißgut (SG)  
 $A_F (265 \text{ °C}) = 1\,200 (P+0,1 \text{ Cu}-16)$ <sup>3</sup>

<sup>3</sup> Ansätze aus der Literatur als Beispiel, in der Vergangenheit häufig geändert

Tab. 3-4:

Umfang der letzten wiederkehrenden Prüfungen am Reaktordruckbehälter (Prüfintervall 4 Jahre)

	letzte Druckprobe <sup>1</sup>		Zerstörungsfreie Prüfungen <sup>4</sup>	Befunde
	Jahr	Wandtemperatur °C		
Block 1	1987	170 °C	OR mit MP an kernnahen Nähten, Grundwerkstoffbereichen und Stutzeninnenkanten OR mit FE/MP Stutzen außen US an Schweißnähten	ohne Befund ohne Befund Befunde <sup>2</sup>
Block 2	1986	~ 110 °C	OR mit MP an kernnahen Nähten, Grundwerkstoffbereichen und Stutzeninnenkanten	ohne Befund
	1990	noch festzulegen	OR mit FE/MP Stutzen außen US an Schweißnähten	ohne Befund ähnlich Block 1
Block 3	1988	115 °C	OR mit FE innen, insbesondere an Plattierungsbereichen der kernnahen Nähte und Stutzenkanten OR mit FE/MP Stutzen außen US an Schweißnähten	ohne Befund ohne Befund Befunde <sup>2, 3</sup>
Block 4	1989	150 °C	OR mit FE innen, insbesondere an Plattierungsbereichen der kernnahen Nähte und Stutzenkanten OR mit FE/MP Stutzen außen US an Schweißnähten	ohne Befund ohne Befund ähnlich Block 3

OR Oberflächenrißprüfung

MP Magnetpulververfahren

FE Farbeindringverfahren

US Ultraschallverfahren, seit 1987 wird Prüfeinrichtung mit Zentralmastmanipulator von KWU eingesetzt, davor Einrichtungen von Skoda/TRC

<sup>1</sup> Druckprobe erfolgt mit 1,25fachen Berechnungsdruck (Betriebsdruck 12 MPa, Berechnungsdruck 14 MPa)<sup>2</sup> einzelne Anzeigen mit Längenerstreckung von 20 - 40 mm, kernnahe Schweißnähte ohne Befund<sup>3</sup> Unterplattierungsrisse und Schlackeneinschlüsse in der Plattierung<sup>4</sup> in der Regel vor der Druckprobe und Stichproben nachher

Die Ergebnisse der letzten wiederkehrenden Prüfungen zeigten den RDB in den mit Magnetpulververfahren innen geprüften Bereichen technisch rißfrei und ohne weiteren Korrosionsangriff. Einzelanzeigen der Ultraschallprüfung in den Verbindungsnahten der Ringe waren von geringer Längenerstreckung (20 bis 40 mm).

An den Druckhaltern oder Dampferzeugermänteln ergaben sich keine Rißbefunde.

An den Verbindungsleitungen zwischen der HUL und dem DH sind im Betrieb Risse aufgetreten, die in einzelnen Fällen zu Leckagen geführt haben. Weitere Rißbefunde und Leckagen wurden bei der Druckprobe und den zerstörungsfreien Prüfungen entdeckt.

Der kernnahe Bereich des RDB von Block 1 wurde 1988 einer Wärmebehandlung (Glühung) unterzogen. Daher kann davon ausgegangen werden, daß die gegebene Versprödung des Werkstoffes vergleichsweise gering ist. Angaben zu der Wärmebehandlung und zu den durchgeführten sowie noch vorgesehenen Prüfungen enthält Tab. 3-5. Nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik ist das Verfahren der Wärmebehandlung grundsätzlich geeignet, über der Betriebszeit eingetretene Versprödungseigenschaften des Werkstoffs "auszuheilen" bzw. wieder rückgängig zu machen. Nach gegenwärtigem Kenntnisstand ist das Ausmaß der Erholung der Werkstoffzähigkeit durch die Wärmebehandlung noch nicht ausreichend quantitativ belegt. Die vorgesehenen ergänzenden Untersuchungen an entnommenen Werkstoffproben stehen noch aus.

An den Dampferzeugerheizrohren (Siederohren) sind Rißbildungen aufgrund von Spannungsrißkorrosion aufgetreten. Über Rißschäden an den inneren Kollektoren wurde ebenfalls berichtet. Größere Störungen für den Betrieb haben sich daraus, soweit bekannt, bisher nicht ergeben.

Tab. 3-5:

Angaben zur Durchführung der Wärmebehandlung des Reaktordruckbehälters von Block 1

Aufheizgradient	22 K/h,
Glühtemperatur	475 °C ± 10,
Haltezeit	152 h,
Abkühlgradient	30 K/h.

Geglüht wurde die kernnahe Rundnaht mit Grundwerkstoff oben und unten in einer Gesamthöhe von 70 cm.

Entnommene Späne wurden auf Cu, P analysiert (siehe Tab. 3-3)

Härtemessungen auf der RDB-Innenseite wurden durchgeführt.

Anmerkung:

Für eine ergänzende Kontrolle sind 4 Probeplatten funkenersiv von der Innenseite des geglühten Bereiches entnommen worden. Größe der Probeplatten 30 x 70 x 5 mm, 3 Proben aus der Schweißnaht, eine Probe aus dem Grundwerkstoff. Die Untersuchung dieser Probeplatten steht noch aus, vorgesehen sind Kerbschlagbiege- und Zugproben sowie ergänzende werkstoffwissenschaftliche Untersuchungen.

• Block 2

Zum Korrosionsangriff am RDB gelten die gleichen Aussagen wie bei Block 1.

Der RDB wurde 1986 einer inneren Oberflächenrißprüfung unterzogen und war technisch rißfrei. Die nächste Inspektion und ebenfalls eine Wärmebehandlung des kernnahen Bereichs des Behälters ist für Frühjahr 1990 vorgesehen. Für die Versprödung des Werkstoffs ist zur Zeit ein vergleichbarer Zustand anzunehmen, wie er bei Block 1 vor der Wärmebehandlung vorlag.

Hinsichtlich der anderen Behälter (Druckhalter und Dampferzeuger) und der Dampferzeuger-Siederohre gelten die gleichen Aussagen wie zu Block 1. Informationen über mögliche Rißschäden an den Verbindungsleitungen zwischen dem DH und den HUL sind noch einzuholen.

- Block 3

Der RDB von Block 3 hat an der Innenseite eine dreilagige Bandschweißplattierung, die nach Angabe des Betreibers Qualitätsmängel zeigt. Darüber hinaus zeigten wiederkehrende Prüfungen Schlackeneinschlüsse in der Plattierung und Unterplattierungsrisse. Die bei der letzten wiederkehrenden Prüfung 1988 durchgeführten Oberflächenrißprüfungen mit Farbeindringverfahren ergaben keine Befunde.

Bezüglich der Versprödung muß erwartet werden, daß der Werkstoffzustand vergleichbar dem von Block 1 vor der Wärmebehandlung ist.

Die Aussagen zum Zustand der anderen Komponenten entsprechen denen von Block 2 bzw. Block 1. Der Umfang der Schäden an den Dampferzeuger-Siederohren ist jedoch deutlich geringer.

- Block 4

Der RDB von Block 4 besitzt ebenfalls eine austenitische Plattierung. Nach Aussagen des Betreibers war die Plattierung im Lieferzustand örtlich bis auf den ferritischen Grundwerkstoff abgeschliffen. Die betroffenen Bereiche wurden unter Anwendung eines speziellen Schweißverfahrens ohne nachfolgende Wärmebehandlung repariert. Außerdem zeigten die wiederkehrenden Prüfungen die gleichen Befunde wie in Block 3.

Die letzten Prüfungen wurden 1989 durchgeführt. Die Prüfaussagen entsprechen denen für den Block 3.

Für die anderen Komponenten treffen die Aussagen zu den Blöcken 2 und 3 zu. Der Umfang der Schäden an den Dampferzeuger-Siederohren ist ähnlich wie bei Block 3.

Für den vorliegenden Werkstoffzustand des RDB ist eine etwas geringere Versprödung anzunehmen als bei den Blöcken 2 und 3.

Die nachfolgende Sicherheitsbeurteilung ist aufgrund der noch nicht ausreichenden Informationen zu den DH, DE, Gehäusen und Rohrleitungen auf die RDB beschränkt.

### 3.3 Sicherheitsbeurteilung der Reaktordruckbehälter

Die Sicherheitsbeurteilung der RDB erfordert Integritätsnachweise für alle Betriebs-, Stör- und Schadenszustände. Dabei ist in der Regel nachzuweisen, daß

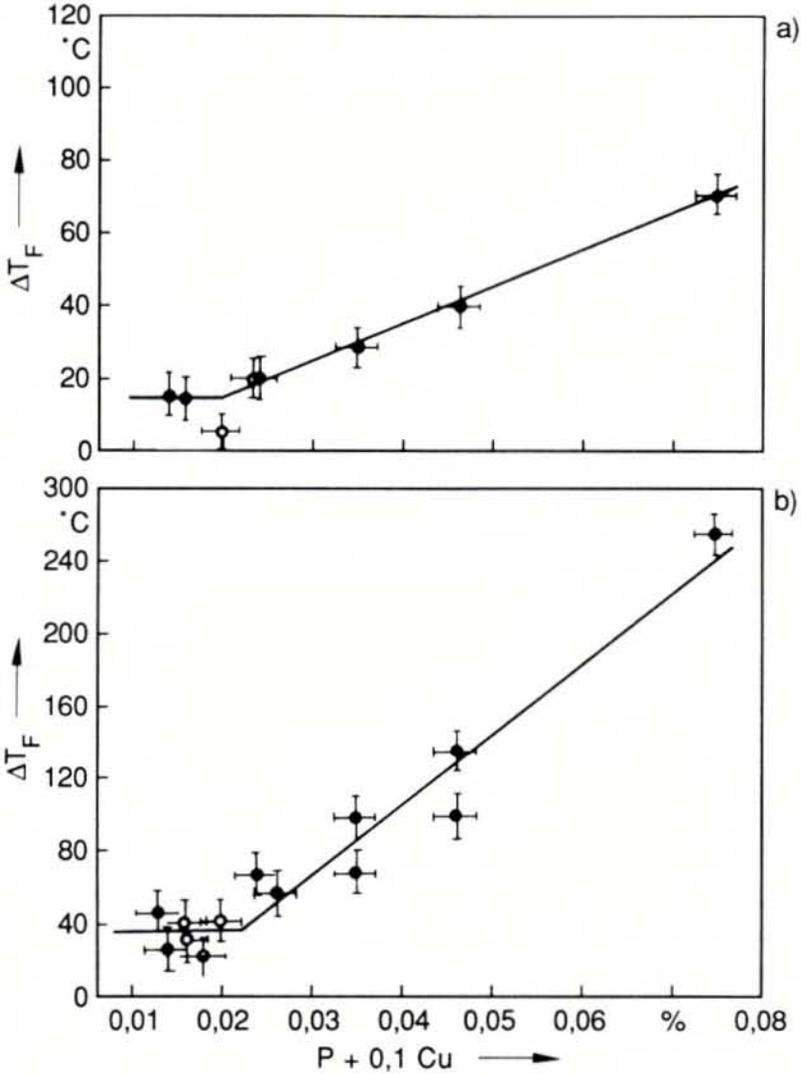
- die Betriebstemperatur größer als die Spröbruchübergangstemperatur ist,
- bei allen Betriebszuständen keine instabile Rißausbreitung auftritt, wenn von einem postulierten Fehler mit einer Tiefe von  $1/4$  der Wanddicke im zylindrischen Bereich ausgegangen wird. Die dabei zu berücksichtigenden Sicherheitsfaktoren unterscheiden sich in den verschiedenen internationalen Regelwerken,
- für Stör- und Schadenszustände (Havarie) die Integrität des Behälters gewahrt ist, wobei üblicherweise auch dieser Nachweis für einen postulierten Fehler mit einer Tiefe von  $1/4$  der Wand im zylindrischen Bereich durchgeführt wird. In den letzten Jahren hat sich jedoch die Erkenntnis international durchgesetzt, daß bei Belastungen, die mit starken Abkühlungen der Wand verbunden sind (Thermoschock), Risse mit geringerer Tiefenausdehnung und unsymmetrische Kühlbedingungen ebenfalls zu untersuchen sind. Ziel dabei ist es, dem Einfluß der Abhängigkeit der Werkstoffzähigkeit von der Temperatur und dem in der Wand vorhandenen Gradienten der Strahlenversprödung auf das Rißausbreitungsverhalten und den lokalen thermischen Zwängungen besser Rechnung zu tragen.

Für die RDB der Blöcke 1 bis 4 lassen sich aufgrund der bisher vorliegenden Informationen folgende vorläufigen Aussagen treffen:

- Die ermittelten Werte für die Spröbruchübergangstemperatur der kernnahen Bereiche (Schweißnaht und Grundwerkstoff) zum Betriebsbeginn und zum heutigen Zeitpunkt sind in der Tabelle 3-2 angegeben. Bei der Beurteilung der angegebenen Verschiebung der Spröbruchübergangstemperatur ist auf der Basis des heutigen Wissenstandes eine ergänzende Bewertung im Hinblick auf mögliche Streubänder erforderlich. Hierbei können Wissenslücken über den Anteil der Elemente Kupfer und Phosphor in den betroffenen Bereichen des Behälters durch Probenahme, wie auch am Block 1 geschehen, geschlossen werden. Neuere Ergebnisse, siehe Bild 3-2,

sowie Erkenntnisse, die auf eine Erhöhung der Temperaturverschiebung infolge eines Flußdichteeffektes hinweisen, siehe Bild 3-3, müssen auf ihre Übertragbarkeit auf die vorliegenden Gegebenheiten beurteilt werden.

- Insgesamt ist zu erwarten, daß für alle RDB im Normalbetrieb die Sprödbruchübergangstemperatur unterhalb der Betriebstemperatur (265 °C) verbleibt.
- Die Beanspruchung des RDB im Normalbetrieb ist vergleichbar und zum Teil niedriger als bei RDB westlicher Bauart.
- Beanspruchungen im An- und Abfahrbetrieb sowie bei Betriebsabweichungen bedürfen einer eingehenden Analyse, um Möglichkeiten von Abweichungen zum zulässigen Fahrtdiagramm beurteilen zu können. Die hierzu erforderlichen Informationen liegen nicht vor. Insbesondere ist zu bewerten, ob bei Unterstellung eines Einzelfehlers eine erhebliche Überschreitung der im jeweiligen Temperaturbereich zulässigen Drücke und damit eine Gefährdung der Behälterintegrität durch instabile Rißausbreitung möglich ist.
- Für die Beurteilung der Auswirkungen von Beanspruchungen aus Stör- und Schadensfällen ist zunächst der Auslegungsleckstörfall mit einem äquivalenten Leckquerschnitt von 10 cm<sup>2</sup> zu betrachten. Für die Leckstörfälle sind Sicherheitsnachweise vom Betreiber geführt worden unter Berücksichtigung der zu erwartenden Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur, jedoch ohne die angesprochene Unsicherheitsbetrachtung. Die zulässigen Rißgrößen liegen bei den vorliegenden Analysen je nach Belastungsfall im Bereich von 10 bis 20 mm Rißtiefe bei der Annahme halb elliptischer Rißform (Rißlänge/Rißtiefe  $\hat{=}$  3).
- Die Erfassung und Beurteilung möglicher Fehlerzustände im Behälter ist Aufgabe der wiederkehrenden Prüfungen. Bei vorliegenden Rißbefunden ist aufzuzeigen, daß die Rißgrößen unter Berücksichtigung von Sicherheitsfaktoren unterhalb der für die Integritätsnachweise zu postulierenden Fehlergrößen liegen. Art, Umfang sowie Ergebnisse der Prüfungen sind in Tab. 3-4 angegeben.



$\Delta T_F$  Verschiebung der Spröbruchübergangstemperatur<sup>1</sup>

o Schweißnähte

• Stahl 15Cr2MFA mit unterschiedlichen P- und Cu-Gehalten

a) Proben aus KKW Rowensk ( $F_E > 0,5 \text{ MeV} = 1,1 \cdot 10^{19} \text{ cm}^{-2}$ )

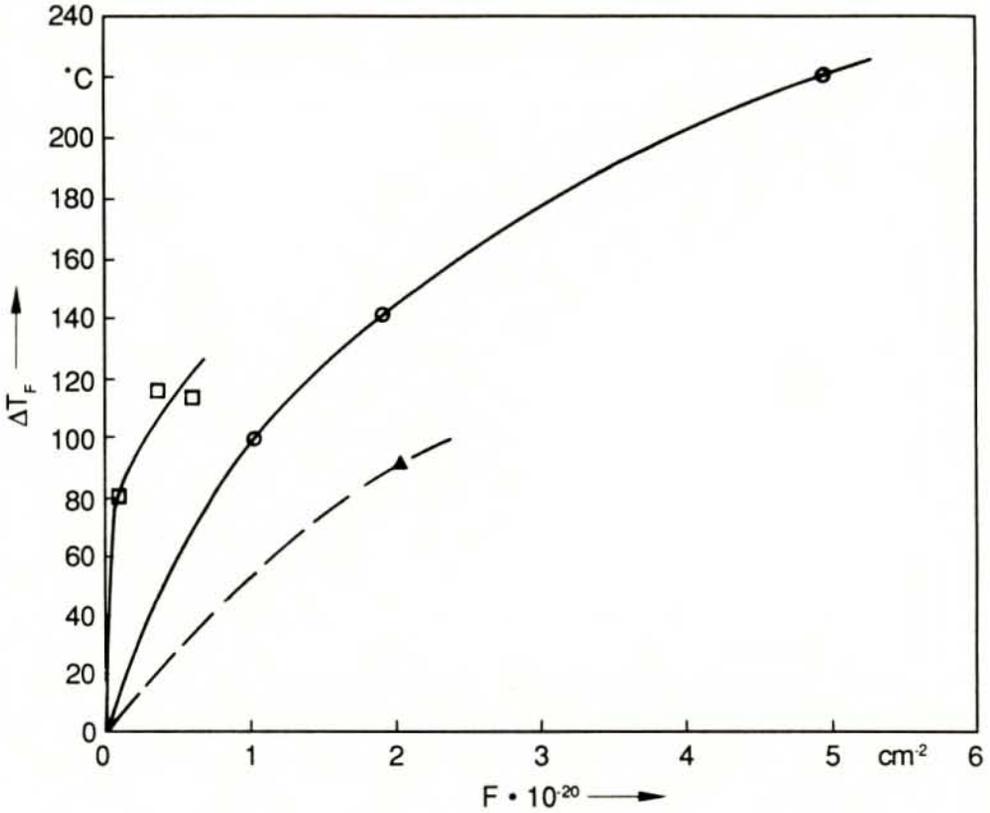
b) Proben aus armenischen KKW ( $F_E > 0,5 \text{ MeV} = 1 \cdot 10^{20} \text{ cm}^{-2}$ )

Bild 3-2:

Verschiebung der Spröbruchübergangstemperatur<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Quelle:

Amajev, A.D., A.M. Krjukov, M.A. Sokolov  
Neutronenversprödung der Druckbehälter-Werkstoffe des WWR-440 anhand  
von Untersuchungsergebnissen aus Vorteilproben



- $\phi \sim 4 \cdot 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
- $\phi \sim 4 \cdot 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
- △  $\phi \sim 7 \cdot 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$

**Bild 3-3:**

Strahlenversprödung von Schweißgut-Werkstoffen für eine Umgebungstemperatur von 270 °C<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Quelle:

Amajev, A.D., V.I. Vichrov, A.M. Krjukov, M.A. Sokolov  
Strahlenversprödung von Werkstoffen der WWER-440-Druckbehälter

Für die Sicherheitsbeurteilung ist weiterhin die Häufigkeit und Möglichkeit von Leckereignissen auf der Basis der vorliegenden Betriebserfahrung mit heranzuziehen. Leckereignisse in der Größe des Auslegungslecks sind für Anlagen des Typs WWER-440 bisher nicht bekannt geworden. Im Betrieb der Anlagen in Greifswald hat es Leckereignisse im Primärkreislauf gegeben. Die jeweils zugehörigen Querschnitte lagen im Bereich einiger  $\text{cm}^2$ . Für eine genauere Einschätzung der vorliegenden Situation ist es erforderlich, die Betriebserfahrung detaillierter auszuwerten, z.B. sind die an den potentiell gefährdeten Stellen durchgeführten Prüfungen zusammenzustellen und die Empfindlichkeit der Lecküberwachungseinrichtungen zu analysieren. Die zu den vorgenannten Punkten bestehenden Kenntnislücken müssen umgehend geschlossen werden.

Weitere Störzustände können sich aus dem Versagen der Schließfunktion eines primärseitigen Sicherheitsventils nach vorausgegangener Öffnung ergeben. Der dabei freiwerdende Leckquerschnitt liegt an der Grenze des Auslegungsfalls. Möglichkeiten für das Öffnen des primärseitigen Sicherheitsventils werden in den Abschnitten 5 und 7 diskutiert, dort werden auch weitere Störzustände durch Unterkühlungstransienten aufgezeigt.

Ein Leckstörfall kann auch durch nicht absperrbare Lecks in den Siederohren der Dampferzeuger ausgelöst werden. Die Siederohre der Dampferzeuger zeigen zwar insgesamt einen hohen Anteil von Rißbefunden aufgrund von Spannungsrißkorrosion (unkontrollierte Wasserchemie auf der Sekundärseite in den ersten Betriebsjahren), Brüche an den insgesamt 33.000 Siederohren pro Block sind aber bisher nicht bekannt.

Die Schäden an den Siederohren sind an den Dampferzeugern von Block 1 und Block 2 am höchsten. Bisher sind 2,6 % der Rohre im Block 1 verschlossen, und 1,5 % im Block 2. Der Anteil an verschlossenen Rohren in den Blöcken 3 und 4 ist kleiner 0,5 %. Die bisherigen Untersuchungen zeigen als typische Rißform den Längsriß, der bei Wanddurchtritt nur zu sehr geringen Leckagen im Betrieb führt. Das Auftreten größerer Leckagen an Dampferzeuger-Siederohren ist aufgrund des vorliegenden Schädigungsmechanismus eher im Zusammenhang mit sekundärseitigen Druckentlastungen zu betrachten. Es ist anzunehmen, daß eine ähnlich große Menge von Siederohren wie die Menge der schon verschlos-

senen Rohre mit größeren Befunden behaftet ist, die dann bei vollem Differenzdruck zur Undichtheit führen würden. Wird bezüglich der zu betrachtenden Rißlängen im Bereich von 0 bis 25 mm eine Gleichverteilung angenommen, wobei ein geringer Abstand zur kritischen Rißlänge verbleibt, so ergibt sich eine mittlere Leckfläche von ca. 0,6 ‰ des Rohrquerschnitts. Für den Block 1 und 2 ergäben sich aus dieser Betrachtung bei voller sekundärseitiger Druckentlastung Leckquerschnitte von ca. 8 bzw. 5 cm<sup>2</sup>. Für die Blöcke 3 und 4 lägen die Werte bei ca. 1 cm<sup>2</sup>. Zur Abschätzung des Potentials für derartige Leckereignisse und auch für Lecks im Kollektorbereich sind eingehende Analysen unter Berücksichtigung der Zuverlässigkeit der Armaturen durchzuführen. Hierbei ist zu berücksichtigen, daß zwischen DE und Frischdampfsammler in den Blöcken 1 und 3 schnellschließende Armaturen schon nachgerüstet wurden. Für die Blöcke 2 und 4 ist dies im nächsten Stillstand vorgesehen.

Bei den vorstehend beschriebenen Leckereignissen erfolgt über das Harvarieborsystem eine Einspeisung von Wasser mit einer Temperatur von ca. 55 °C in die kalten Stränge des Primärkreislaufes vor und hinter den HUP. Die Umrüstung auf die Einspeisung in die heißen Leitungen ist Teil der vorgesehenen Rekonstruktionsmaßnahmen. Zur Beurteilung der Auswirkungen dieser Einspeisung von kälterem Wasser auf die Beanspruchung von postulierten Rissen in verschiedenen Bereichen des RDB ist ein eingehender Vergleich der Analysemethoden erforderlich, um die Aussagesicherheit der bisher durchgeführten Thermoschockanalysen zu quantifizieren. Die für diese Analyse bei den vorliegenden Behältern zu treffenden Rißpostulate müssen im Zusammenhang mit den vorne beschriebenen eingesetzten Verfahren der Prüfungen auf Oberflächenrisse diskutiert werden.

#### 3.4 Vorläufige Bewertung

Unter Beachtung der vorstehenden Einschränkungen im Hinblick auf Informationslücken und noch zu klärender Sachfragen sowie durchzuführender Detailanalysen ergibt sich folgende Bewertung:

- Zustand der Reaktordruckbehälterwerkstoffe

Für die RDB der Blöcke 2 und 3 ist ein hoher Wert für die Sprödbruchübergangstemperatur der kernnahen Schweißnaht zu erwarten (170 bis 200 °C). Im Hinblick auf die geforderten ergänzenden Zusatzbetrachtungen zur Bestimmung der Unsicherheiten ist eine unverzügliche Klärung erforderlich. Bei Block 4 ist für die Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur zur Zeit noch ein geringerer Wert anzunehmen.

Die Untersuchungen der vom RDB des Blocks 1 entnommenen Proben zur ergänzenden Bewertung des Erfolgs der Wärmebehandlung sind unverzüglich auszuführen.

- Vorliegende Prüfaussagen zu den RDB

Der RDB von Block 1 wurde 1987 und ergänzend der wärmebehandelte Bereich 1988 geprüft.

Für Block 2 liegt die Prüfung 4 Jahre zurück. Entsprechend Tabelle 3-4 sind die geprüften Oberflächen der Reaktordruckbehälter von Block 1 und 2 rißfrei. Block 3 wurde im Jahr 1988 und Block 4 im Jahre 1989 geprüft. Bei Block 3 und 4 ergeben sich Einschränkungen in der Prüfaussage durch die Qualitätsmängel der Plattierung.

- Möglichkeit von Leckereignissen

Die hier bestehenden Kenntnislücken über die vorliegende Betriebserfahrung und über Umfang und Empfindlichkeit der Lecküberwachung müssen kurzfristig geschlossen werden. Die systemtechnischen Abläufe sind noch zu analysieren.

Entsprechend den Vorgehensweisen in der Bundesrepublik Deutschland wäre in Anbetracht der uns bis jetzt bekannten Sachlage zu erwarten, daß für die Blöcke 2 und 3 eine Aussetzung des Betriebs erörtert wird, um die aufgeworfenen Fragen zu klären und die erforderlichen Prüfungen durchzuführen. Für alle Blöcke ist die Lecküberwachung kurzfristig zu verbessern.

#### 4. NOTKÜHLWIRKSAMKEIT UND TRANSIENTENVERHALTEN

Das Verhalten der Druckwasserreaktoren WWER-440 bei Transienten ist charakterisiert durch eine geringe Leistungsdichte im Reaktorkern. Des weiteren verfügt der WWER-440 im Vergleich zu anderen Druckwasserreaktoren sowohl primärseitig als auch sekundärseitig über relativ große Wasserinhalte. So besteht bei vollständigem Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem System nach erfolgter Reaktorabschaltung eine Zeitspanne von etwa sechs Stunden, bevor der Primärkreislauf soweit ausdampft, daß der Wasserspiegel im System unter die Oberkante des Kerns absinkt. Diese relativ große Zeitspanne kann prinzipiell für anlageninterne Notfallmaßnahmen genutzt werden, um die Wärmeabfuhr wiederherzustellen, bevor Kernschäden eintreten können. Solche Maßnahmen sind z.B. die Wiederherstellung der Energieversorgung oder Stützmaßnahmen des Nachbarblockes.

Die Möglichkeiten solcher Maßnahmen sollten systematisch untersucht werden. In Verbindung mit einem entsprechenden Training des Betriebspersonals kann mit diesen Maßnahmen die Sicherheit der Anlage erhöht werden.

Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit von Überdruck- und Reaktivitätstransienten und zur Beurteilung des mit ihnen verbundenen Systemverhaltens sind Auswertungen vorliegender Betriebserfahrungen und detaillierte Störfallanalysen erforderlich.

Die auf der Basis der ursprünglichen Auslegungsgrundsätze zu den Reaktoren WWER-440/W-230 installierten sicherheitstechnischen Einrichtungen entsprechen weitgehend nicht den heutigen Sicherheitsanforderungen. In diesem Zusammenhang ist auf folgende Punkte hinzuweisen:

- Als Auslegungsstörfall für einen Kühlmittelverlust wird im Primärsystem der Bruch einer Anschlußleitung mit einem engsten Querschnitt von 32 mm Durchmesser angenommen. Dem liegt zugrunde, daß in allen Anschlußleitungen bis NW 100 Durchflußbegrenzer mit einem äquivalenten Durchmesser  $\leq 32$  mm versehen sind.

- Da Druckspeicher und leistungsfähige Niederdruckeinspeisesysteme nicht vorhanden sind, wird der vollständige Abriß einer HUL (NW 500) nicht beherrscht. In diesem Fall müßte mit einem frühzeitigen Schmelzen des Kerns gerechnet werden.
- Zu Leckstörfällen liegen keine Analysen zu den mit ihnen verbundenen Belastungen der RDB-Einbauten durch Druckwellen vor.
- Brüche im Dampferzeuger können z.Z. noch nicht bewertet werden.

Die Nachrüstung der Anlagen WWER-440/W-230 mit Notkühleinrichtungen zur Beherrschung von Leckstörfällen bis zum 2F-Bruch einer HUL (NW 500) stellt aus thermohydraulischer Sicht allein prinzipiell kein Problem dar. Entsprechende Nachrüstmaßnahmen müssen jedoch im Zusammenhang mit den bei einem Leckstörfall auftretenden Belastungen von Komponenten des Primärkreislaufs, insbesondere des RDB, sowie des Confinements gesehen werden.

## 5. SYSTEMTECHNISCHE AUSLEGUNG WICHTIGER SICHERHEITSEINRICHTUNGEN

### • 1. Kreislauf

#### Schnellabschaltung

Der Reaktor verfügt über 37 Regel- und Abschaltstäbe, die sogenannten automatischen Regelkassetten. Sie bestehen aus einem Steuerstab und einem Brennelementfolger und werden von Getrieben über Zahnstangen motorisch bewegt. Die Steuerstäbe sind dabei über eine Magnetklinkenkupplung mit der Zahnstange verbunden und fallen bei Auslösung in ca. 12 sec ein. Bei der Diskussion von Betriebserfahrungen wurde über zwei Deborierungstörungen berichtet. Diese sollten zum Anlaß genommen werden zu überprüfen, ob die vorhandenen Reaktorschutz-Kriterien ausreichend abdeckend und diversitär sind.

#### Hauptumwälzpumpen

Die HUP sind stopfbuchslose, gekapselte Pumpen, die keine Schwungmasse für eine Verlängerung von Auslaufzeiten besitzen. Die Auslaufzeit dieser Pumpen beträgt bei Ausfall der Stromversorgung etwa

3 sec. Jeweils zwei dieser Pumpen werden über zwei direkt gekuppelte Generatoren der beiden Turbosätze versorgt. Wegen der großen Auslaufzeit des Turbosatzes ist eine Stromversorgung über ca. 100 sec gesichert.

Als Auslegungstörfall ist der maximale Ausfall von 3 HUP innerhalb von 3 sec vorgesehen. Bei Ausfall einzelner HUP wird automatisch auf Teillastbetrieb übergegangen.

Für das Anfahren ist es möglich, mehr als 2 der HUP vom Netz zu versorgen. In diesem Zustand muß deshalb mit einer höheren Wahrscheinlichkeit eines gleichzeitigen Ausfalls von mehr als 2 Pumpen gerechnet werden. Wegen dieser Vermaschung zwischen der gesicherten Versorgung über die separaten Generatoren und der Netzversorgung ist auch im Leistungsbetrieb ein Ausfall einer größeren Zahl von HUP nicht völlig auszuschließen. Eine Angabe der Eintrittshäufigkeit ist z.Z. nicht möglich. Der gleichzeitige Ausfall ist für die Druckbeanspruchung des ersten Kreislaufs von Bedeutung. Dieser Fall sollte im Rahmen einer Transientenanalyse untersucht und zuverlässigkeitsmäßig bewertet werden.

#### Druckhalter, Druckregelung

Als Besonderheiten gegenüber den Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland verfügt der DH neben den 2 Anschlußleitungen an die heiße HUL der Nennweite NW 200 noch über eine weitere Einspeiseleitung gleicher Nennweite, die in den Dampfraum des DH einbindet. Eine Rückschlagklappe in dieser Leitung soll die Rückströmung von Dampf in die heiße HUL verhindern.

Die zusätzliche Ausgleichsleitung dient dazu, bei möglichen Drucktransienten einen Druckausgleich im Gesamtsystem herbeizuführen. Wird z.B. durch gleichzeitiges schnelles Auslaufen aller HUP eine starke Drucktransiente hervorgerufen, so kann der Druckausgleich zwischen RDB und dem DH nur durch die beiden Einspeiseleitungen nicht ausreichend sichergestellt werden.

Die Druckregelung erfolgt durch Sprühen in den Druckhalter. Dazu wird Kühlmittel aus der kalten HUL hinter den HUP über eine Regelarmatur entnommen. Eine vorhandene Zusatzsprühung über die Zuspaisepumpen wird nur noch zum Kaltfahren genutzt, da während der bisherigen Betriebszeit Schäden an den Sprühleitungen festgestellt

wurden. Ursache dafür waren Temperaturwechselbeanspruchungen, die durch die Zusatzsprühung hervorgerufen wurden.

Zur Ansprechhäufigkeit der beiden Sicherheitsventile am DH und damit zur Möglichkeit eines fehlerhaften Offenbleibens sind z.Z. keine Aussagen möglich.

- Havarie-Boreinspeisesystem

Die Anschlußleitungen an der HUL enthalten jeweils eine Venturidüse der NW 32, die die Ausströmmenge bei Bruch einer Einspeiseleitung reduzieren soll.

Die Pumpen des Havarie-Boreinspeisesystems bestehen aus Vor- und Hauptpumpen, die über ein Getriebe von einem Elektromotor angetrieben werden. Die Pumpenmotore in Block 1 und 2 sind schwach dimensioniert, und können nicht den vollen Mengenbereich der Pumpen bei unterschiedlichen Einspeisegegendrücken abdecken. Es ist deshalb erforderlich, die Einspeisemenge mit einem Regelventil in jedem Strang zu begrenzen, um eine Überlastung und Überhitzung des Motor zu verhindern. Die Pumpen und ihre Getriebe erfordern den Betrieb einer Ölversorgung mit Rückkühlung, die je Pumpe vorhanden ist. Alle Pumpen sind im gleichen Raum nebeneinander ohne Trennung aufgestellt.

In den vorgelegten Unterlagen wird dem Havarie-Boreinspeisesystem eine geringe Zuverlässigkeit bescheinigt, weshalb eine Umrüstung dringend erforderlich ist.

Das Havarie-Boreinspeisesystem ist das einzige System für die Notkühlung. Eine Nachkühlung über dieses System ist nicht möglich, weil das System selbst über keine Kühler verfügt und eine Saugleitung aus dem 1. Kreislauf für eine Umwälzung durch die Pumpen nicht vorhanden ist. Die Nachwärmeabfuhr muß deshalb immer über den Sekundärkreis erfolgen.

Im Falle von Leckstörfällen sammelt sich das ausströmende und das eingespeiste Wasser in einem Sumpf und fließt direkt in den Havarieborbehälter zurück. Der Havarieborbehälter ist zur Vermeidung von

Thermoschockeinflüssen auf 55 bis 59 °C vorgeheizt. Bei einem Leckstörfall würde das dem Behälter über den Sumpf zuströmende Wasser den Behälter aufheizen. Mit dem Sprinklersystem kann der Havarieborbehälter rückgekühlt werden. Diese Funktion wird automatisch ausgelöst. Die Havarieborpumpen selbst sind für eine Vorlauftemperatur von 75 °C ausgelegt. Bei den weiteren Untersuchungen ist zu prüfen, welche Vorlauftemperaturen bei einem längeren Einspeisebetrieb bei größeren Leckstörfällen erreicht werden.

- Sprinkleranlage

Dem Sprinklerwasser wird Kalilauge und Natriumthiosulfat zudosiert, um Aktivitäten, insbesondere Jod, im Druckraum niederzuschlagen. Die Sprinklerpumpen befinden sich in dem gleichen Raum im Reaktorgebäude wie die Havarieborpumpen. Der Sprinklerkühler wird durch das Technisch-Wasser-System, welches Seewasser enthält, rückgekühlt. Lecks im Technisch-Wasser-System oder in den Saugleitungen zum Havarieborbehälter führen zur Überflutung des Raumes und zum relativ schnellen Versagen des Havarie-Boreinspeise- und des Sprinklersystems.

- Anschlußleitungen am 1. Kreislauf

In den Anlagenräumen sind auch gesicherte elektrische Unterverteilungen aufgestellt. Sie dienen der dezentralen Versorgung von Verbrauchern, unter anderem den Motorarmaturen. Im Zusammenhang mit den weiteren Untersuchungen ist dabei zu überprüfen, inwieweit fehlerhaft offene Anschlußleitungen am 1. Kreislauf zu Dampffreisetzungen in diese Anlagenräume führen und gleichzeitig die Absperrmöglichkeiten durch Ausfall der Elektroverteilungen betroffen sind.

- Lüftungssysteme

Die Lüftungsabschlüsse im Confinement sind nur einfach vorhanden. Inwieweit diese Abschlüsse auch für die auftretenden dynamischen Beanspruchungen ausgelegt und geeignet sind, konnte nicht geklärt werden. Dies sollte noch überprüft werden. Von besonderer Bedeutung für

die Dichtheit des Confinements sind die Überdruckklappen, die bei einem größeren Leck im 1. Kreislauf öffnen und aus radiologischen Gesichtspunkten wieder schließen müssen. Diese Klappen sind, soweit bekannt, nicht dynamisch geprüft und werden auch nicht wiederkehrend geprüft. Bei Schließversuchen mit gewichtsbelasteten Klappen und mit höheren Drücken in der Bundesrepublik Deutschland zeigten sich Schäden.

- Zwischenkühlsystem

Eine Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung ist z.Z. noch nicht möglich.

- Technisch-Wasser-System

Das System ist stark vermascht, die Pumpen sind im Einlaufbauwerk zusammen mit den Hauptkühlwasserpumpen untergebracht, wobei sich alle Pumpen eines Doppelblockes in einem Raum befinden. Hier besteht eine relativ große Wahrscheinlichkeit, für Überflutungen u.a. durch Instandhaltungsfehler, wie Betriebserfahrungen auch aus Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland belegen. Die bisherige Betriebserfahrung zeigte Schwierigkeiten mit Korrosion, Verschmutzung und Muschelbewuchs in den Kühlern und Rohrleitungen. Hier wurde versucht, durch Änderung der Betriebsweisen und zusätzlicher Reinigung Abhilfe zu schaffen.

- Havarie-Speisewassersystem

Es besteht eine Vermaschung zwischen dem Hauptspeisewasser und dem Havarie-Speisewassersystem, insbesondere im Bereich der Dampferzeugereinspeisung. Die Armaturen und Pumpen beider Systeme sind räumlich eng benachbart im Maschinenhaus aufgestellt. Das Havarie-Speisewassersystem wird auch als An- und Abfahrssystem benutzt. In Folge des Störfalles im Jahr 1975 wurde eine Notstandsleitung zwischen den Sammlern des Doppelblockes eingebaut.

- Frischdampfstation

Es sind jeweils 3 Dampferzeuger auf einen Frischdampfsammler zusammengeführt. Jeder Dampferzeuger hat zwei eigenmedium gesteuerte Sicherheitsventile mit gewichtbelasteten Vorsteuerventilen. Am Sammler ist eine Reduzierstation zum Abblasen in die Atmosphäre vorhanden. Die Vorabspernung der Reduzierstation erfolgt durch Absperrung der einzelnen Dampferzeuger. Die beiden Frischdampfsammler sind über Absperrventile verbunden. Für die Frischdampfabgabe bei Turbinenschnellschluß stehen zwei Reduzierstationen für die Dampfabfuhr in den Turbinenkondensator zur Verfügung. Die Kapazität dieser Reduzierstation beträgt 70 % der Nenndampfmenge. Für das Abkühlen der Gesamtanlage steht ein separater Abkühlstrang auf der Sekundärseite zur Verfügung. Dazu werden drei Dampferzeuger komplett mit Wasser gefüllt. Wegen der Beanspruchungen für den Primärkreis sollten die Möglichkeiten und Häufigkeiten von Unterkühlungstransienten, infolge von großen Dampfabgaben über Lecks oder fehlerhaft offenen Armaturen im Frischdampfsystem, untersucht und bewertet werden.

- Elektrotechnische Anlagen

#### Eigenbedarfsanlagen

Die elektrische Energieableitung und die Versorgung erfolgt sowohl aus der 220 kV als auch an die 380 kV-Ebene. Seit kurzem sind für alle Blöcke auch Generatorschalter in den Zuleitungen vom Generator zum Maschinentrafo nachgerüstet worden. Die automatische Betätigung durch den Blockschutz ist z.Z. nur für die Blöcke 1 und 2 realisiert worden. Die Blöcke 3 und 4 müssen von Hand geschaltet werden. Dadurch ist eine Doppeleinspeisung sowohl über das Hauptnetz als auch über das Reservenetz vorhanden.

Die Zuverlässigkeit dieser Einspeisung wird durch den Betreiber als relativ hoch beurteilt. Aus der Betriebserfahrung ist bisher nur ein Netzausfall während der Stillstandsphase in der Frühzeit der Blöcke bekannt. Die Ursache waren Seilschwingungen aufgrund von Eislasten, die inzwischen jedoch durch Abstandshalter unterbunden worden sind. Die Störung konnte zudem nur unter ganz speziellen klimatischen Bedingungen auftreten. An internen Netzausfällen hat es den Störfall

von 1975 gegeben, der durch eine Fehlschaltung eines Erdungsschalters ausgelöst wurde. Er führte zum längerfristigen Ausfall des gesamten Eigenbedarfs und auch größerer Teile der Notstromversorgung.

#### Notstromanlagen

Die zwei Notstromstränge werden durch drei Dieselgeneratoren versorgt. Die Stränge sind deswegen untereinander vermascht. Der dritte Diesel schaltet sich mit 10 sec Verspätung entweder auf eine Schiene zu, die bis dann nicht versorgt wurde, oder auf die vorgewählte Schiene auf. Es besteht die Möglichkeit, daß zuviele Verbraucher auf eine Schiene zugeschaltet werden, so daß ein einzelner Diesel überlastet werden kann.

Es sind systemtechnische Vermaschungen vorhanden.

Die Hauptschienen befinden sich im Zwischengebäude zwischen Reaktorhalle und Maschinensaal. Soweit bei der Begehung erkennbar, ist keine effektive räumliche Trennung vorhanden. Die mangelnde Entmaschung und mangelnde räumliche Trennung wird als Anlaß für eine weitreichende Nachrüstung angesehen.

Wie den Ausführungen bei der Vorstellung dieser Systeme zu entnehmen war, ist die Zuverlässigkeit der gesicherten Stromversorgung eingeschränkt. Ursache sind u.a. die besonderen Bedingungen beim Zuschalten und Umschalten von Motorgeneratoren zwischen der Gleichstromversorgung und der gesicherten Wechselspannungsversorgung. Diese Motorgeneratoren müssen im Normalbetrieb die Gleichstromschienen mit Gleichstrom versorgen und übernehmen bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung die Erzeugung von Wechselstrom für die gesicherten Schienen. Es existieren pro Doppelblock drei Batterien, wobei eine Batterie jeweils einen Block versorgt, während die dritte Batterie beiden Blöcken zugeordnet ist. Sie versorgen auch betriebliche Verbraucher, wie die Turbine. Die gesamte Kapazität reicht für eine Zeit von ca. einer halben Stunde. Diese Zeit erscheint kurz im Hinblick auf Möglichkeiten von Accident-Management-Maßnahmen.

- Havarie-Abschaltsystem (Reaktorschutzsystem), Leittechnik

Das Havarie-Abschaltsystem verfügt über mehrere Abschaltenebenen, die sich in der Geschwindigkeit der Maßnahmen unterscheiden. Die gesamte Einrichtung ist weitgehend in Relais-technik aufgebaut. In den Unterlagen sind nur relativ wenige Einzelheiten enthalten. Das System ist teilweise zweisträngig in zwei von drei Auswahl-schaltungen ausgeführt. Welche Abschaltkriterien im einzelnen vorhanden sind, ist nur teilweise bekannt. Der Umfang scheint jedoch niedriger zu sein als bei bundesdeutschen Anlagen. Es gibt z.B. kein Kriterium DNB-Abstand, auch eine Schnellabschaltung über ein Kriterium "Dampferzeugerniveau tief", ist nicht vorhanden. Diesem Kriterium wird jedoch eine sicherheitstechnische Bedeutung zugemessen.

Vom Betreiber wird die Zuverlässigkeit der gesamten Steuer- und Schutz-einrichtungen als ungünstig beurteilt. Bei der Nachrüstung wird ein kompletter Austausch der Einrichtungen, auch wegen Alterung und Ersatzteilmangel angestrebt.

- Vorläufige Bewertung

Die räumliche Gestaltung in der Gesamtanlage erscheint insgesamt eng und hinsichtlich der räumlichen Trennung ungünstig. Aus diesem Grund sind Rohre und Kabel durch die verbindenden Flure und durch die Gesamt-räume hindurchgezogen. Getrennte Zuführungen zu einzelnen Komponenten unterschiedlicher Redundanzen oder Stränge sind häufig nicht vorhanden. Starkstromkabel, Steuer- und Schutzkabel sind offensichtlich auf den gleichen Kabelwegen verlegt, teils auch auf denselben Pritschen. Reparaturen unter Störfallbedingungen sind erschwert.

An den Gebäuden selbst waren Schäden sichtbar, so z.B. Leckagen in das Gebäude von außen und Undichtigkeiten durch Wände hindurch. Auswirkungen daraus sind näher zu untersuchen.

Die einzelnen Systeme sind sehr stark vermascht. Gegen Einzelfehler ist die überwiegende Zahl der Sicherheitssysteme nicht ausgelegt. In Einzelfällen kann dies erhebliche Konsequenzen haben, wie der Störfall im Jahr 1975 zeigt, wo sich die Störung wegen der vorhandenen

Abhängigkeiten und mangelnder räumlicher Trennung auch in nicht erwartete Bereiche ausgedehnt hatte.

Die Warte selbst ist in einer Technik der 50/60er Jahre ausgeführt. Sie enthält eine sehr begrenzte Anzahl von fernbedienbaren Komponenten. Eine laufende Registrierung von eingehenden Meldungen war nicht erkennbar. Damit dürfte die Erkennung der Störfallauslösung und die Störungsrekonstruktion je nach Störfallablauf erschwert sein und die Entwicklung von Gegenmaßnahmen möglicherweise behindert werden.

Die Möglichkeiten zu Funktionsprüfungen sind, soweit ersichtlich, nicht in demselben Umfang vorhanden, wie bei bundesdeutschen Anlagen. Während der Funktionsprüfungen sind dazu Einschränkungen der Verfügbarkeit von Systemteilen hinzunehmen. Aus der Art der Maßnahmen, die für die Durchführung von Reparaturen und Prüfungen bei den vermaschten Systemen vorzunehmen sind, ergibt sich ein besonderes Potential für menschliche Fehler mit störungsauslösenden Folgen. Bei der weiteren Bewertung der Gesamtanlage sollten daher unbedingt die Betriebserfahrungen mit einbezogen werden.

Die Sicherheitssysteme eines Doppelblockes können gemeinsam für den Betrieb eines einzelnen Blockes genutzt werden. In diesem Fall ist der Redundanzgrad erhöht. Es bestehen Möglichkeiten die nachteiligen Auswirkungen der Vermaschung durch feste Zuordnung von Teilsystemen zu begrenzen. Mit dieser Betriebsweise ist das Sicherheitsniveau erhöht. Die Überlegungen für Notfallmaßnahmen zur Dampferzeugerbespeisung, sowie Technisch-Wasser-Versorgung können das Sicherheitsniveau weiter verbessern.

- Vorgesehene Rekonstruktionsmaßnahmen

Für die verschiedenen Sicherheitssysteme sind sogenannte Rekonstruktionsmaßnahmen/Nachrüstungsmaßnahmen vorgestellt worden. Ziel dieser Maßnahmen ist zum einen, die Störfallbeherrschung zu erweitern, und zum anderen, eine mehr oder weniger konsequente Zweisträngigkeit aller Sicherheitssysteme zu erreichen. Ein Teil dieser Nachrüstungen soll im Rahmen der vorhandenen Gebäudestrukturen untergebracht werden, ein Teil in neuen Gebäuden.

Zu diesen einzelnen Maßnahmen kann noch nicht Stellung genommen werden. Aufgrund der Gegebenheiten in der Anlage, auch der baulichen Gegebenheiten, erscheint es jedoch sinnvoller, die komplette Nachrüstung in ein separates Gebäude als autarke Einheit einzubringen. Dann sollten sowohl die Systeme der Sekundärseite als auch der Primärseite einbezogen werden. Auch Möglichkeiten für eine langfristige Wärmeabfuhr im Leckfall sollten eingeplant werden.

Die gesamte Leittechnik und Überwachung der gesamten Systeme müßte jedoch komplett erneuert und verbessert werden.

## 6. "CONFINEMENT" ALS SICHERHEITSEINSCHLUSS

Bei der Beurteilung des "Confinements" als Sicherheitseinschluß für die Hauptanlagen des Primärkreislaufs (Beschreibung siehe Abschnitt 2) ist zu unterscheiden zwischen

- der Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Leistungsbetrieb und
- der Rückhaltung radioaktiver Stoffe bei Kühlmittelverluststörfällen.

Hinsichtlich der Rückhaltefunktion des Sicherheitseinschlusses im Leistungsbetrieb ist auf die hohe Leckrate des Sicherheitseinschlusses zu verweisen. Die zulässige Leckrate des Druckraumsystems beträgt, bezogen auf einen Prüfdruck von 125 kPa, 3.600 m<sup>3</sup>/h. Das entspricht ca. 600 Vol.-%/d. Die Ist-Werte liegen bei 1.200 bis 2.600 m<sup>3</sup>/h. Das heißt, die Rückhaltung radioaktiver Stoffe aus Kontaminationen der Raumluft wird nicht durch die Barrierefunktion der Umschließung, sondern infolge der Unterdruckhaltung (- 0,2 bis - 0,3 kPa in den nicht begehbaren Räumen) durch Lüftungssysteme und Abgabe über Aerosol- und Aktivkohlefilter (Rückhaltegrad > 99 %) an den Abluftkamin (100 m Höhe) sichergestellt. Dementsprechend kommt der Funktion der speziellen Lüftungsanlage W 2 (für die nicht begehbaren Raumbereiche) eine Bedeutung unter dem Gesichtspunkt der Minimierung der Abgabe von Radioaktivität an die Umgebung zu. Da die Ursachen der hohen Leckrate (Schwachstellen im Bereich von Türen, Kabeldurchführungen sowie Wellendurchführungen der Lüftungssysteme) bekannt sind und offensichtlich nicht durch Lecks im Liner (6 mm Stahlblech) bestimmt werden, erscheinen Maßnahmen zur Reduzierung realisierbar.

Aus radiologischer Sicht ist aber die Rückhaltefunktion des Sicherheitseinschlusses im Leistungsbetrieb gegenüber der Rückhaltefunktion bei Störfällen von nachrangiger Bedeutung.

Hinsichtlich der Rückhaltung radioaktiver Stoffe bei Kühlmittelverluststörfällen ist zunächst festzustellen, daß das Auslegungskonzept der Anlage (Bruchannahmen, Auslegung des Sicherheitseinschlusses) sich von dem westlicher Kernkraftwerke wesentlich unterscheidet. Ein westlichen Anlagen vergleichbares Containment, welches einen Sicherheitseinschluß bei großen Lecks (2F-Bruch der Primärkreisleitungen) gewährleistet, ist bei den Anlagen WWER-440/W-230 nicht vorhanden. Im weiteren ist deshalb zu unterscheiden zwischen dem Auslegungsstörfall (Abriß Anschlußleitung NW 100 mit Ausflußbegrenzung NW 32), dem Störfall Bruch einer Anschlußleitung NW 200 sowie auslegungsüberschreitenden Leckannahmen.

Die Wirksamkeit des Sicherheitseinschlusses für die Rückhaltung radioaktiver Stoffe beim Abriß der Anschlußleitung NW 100/32 ist abhängig von

- der zuverlässigen Funktion des Sprinklersystems (Druckabbau) und
- der Leckrate des Druckraumsystems.

Bei Ausfall oder Teilfunktion des Sprinklersystems kommt es zum Öffnen einer Druckentlastungsklappe (Ansprechdruck 1,6 bar) mit Freisetzung von Kühlmittelaktivität in die Umgebung. Aber auch bei Funktion der Sprinkleranlage und geschlossener Klappe ergibt sich durch die hohe Leckrate ein Freisetzungspfad aus dem Sicherheitseinschluß in umgebende Räume. Von dort erfolgt die Abgabe in die Umgebung über Lüftungsanlagen (teilweise mit Filter) und den Kamin. Eine Verbesserung der Rückhaltung bei diesem Auslegungsstörfall ist möglich durch Reduzierung der Leckrate (s.v.) und Optimierung des Sprinklersystems. Solche Maßnahmen sind Teil der Betreibervorschläge zur Rekonstruktion. Eine radiologische Bewertung der Freisetzung von Kühlmittelaktivität für unterschiedliche Randbedingungen, zum Beispiel Öffnen der Klappe, wurde bei dieser ersten Beurteilung nicht durchgeführt. Bei auslegungsgemäßen Störfallablauf werden nach Angaben des SAAS unter Berücksichtigung der zulässigen Leckrate keine Grenzwerte der Strahlenexposition der Umgebung überschritten.

Beim Bruch einer Anschlußleitung NW 200 kommt es auch bei Funktion der Sprinkleranlage zum Öffnen von acht weiteren, größeren Druckentlastungsklappen (Ansprechdruck 1,8 bar). Aus radiologischer Sicht sind der Umfang und der Zeitpunkt von Schäden an Brennelementen von Bedeutung und die Frage, ob und zu welchem Zeitpunkt die Klappen wieder schließen. Diesen Randbedingungen muß noch weiter nachgegangen werden.

Größere Lecks stellen auslegungsüberschreitende Ereignisse dar. Für diese muß, unabhängig von der Frage der Wirksamkeit von Notkühlsystemen, festgestellt werden, daß die Gebäudestrukturen des Druckraumsystems die Belastungen aus dem Druckaufbau (auch bei offenen Klappen) nach den Ergebnissen von Rechnungen der UdSSR und des Betreibers nicht aufnehmen können.

Überlegungen zu Möglichkeiten der Ertüchtigung des Druckraumsystems für einen Abriß der Hauptumwälzleitung mit Naßkondensation in einem Zusatzgebäude führen zu notwendigen Überströmquerschnitten von 25 bis 50 m<sup>2</sup>, die schon ohne die Druckdifferenzprobleme in den Räumen nur sehr schwer realisierbar erscheinen.

Demzufolge zielen die Rekonstruktionsüberlegungen des Betreibers darauf ab, von einem Bruchausfluß für die Hauptumwälzleitungen weiter auszugehen und den Abriß einer Anschlußleitung, äquivalent einer 1F-Fläche einer NW 200-Leitung, so zu beherrschen (Kondensationseinrichtung), daß die Rückhaltung unter Berücksichtigung einer Strahlenexposition (individuell 0,3 Sv, Inhalation, Schilddrüse, 1.500 m Entfernung) sichergestellt ist. Eine Bewertung zu diesem Vorgehen konnte in dieser ersten Stellungnahme noch nicht erfolgen.

## 7. AUSWIRKUNGEN ÜBERGREIFENDER EINWIRKUNGEN

Unter übergreifenden Einwirkungen werden solche Ereignisse verstanden, durch deren Auswirkungen große Bereiche der Anlage redundanz- und systemübergreifend betroffen sein können. Derartige Ereignisse führen entweder zu einer mechanischen oder thermischen Beaufschlagung von Strukturen, Komponenten und Systemen oder einer Überflutung von Anlagenbereichen. Im weiteren wird unterschieden zwischen

anlageninternen Einwirkungen durch Brand, Überflutung, Versagen von Komponenten im Maschinenhaus (Druckbehälter, Turbinen) und äußeren Einwirkungen durch Erdbeben, Hochwasser, Blitzschlag, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle infolge von Unfällen außerhalb der Anlage. Bei der Beurteilung solcher übergreifenden Einwirkungen stellt die Häufigkeit, mit der ein Ereignis unter den spezifischen Gegebenheiten der Anlage bzw. des Standortes zu erwarten ist, ein wesentliches Bewertungsmerkmal dar. Für die vorliegende Beurteilung lagen quantitative Angaben zur Eintrittshäufigkeit von Ereignissen im allgemeinen nicht vor.

Da die Art der Einwirkungsmöglichkeiten für die einzelnen Ereignisse unterschiedlich ist und dementsprechend auch die Verbesserungsmöglichkeiten unterschiedlicher Art sind, erfolgt nachfolgend eine differenzierte Betrachtung der Ereignisse. Einwirkungen Dritter (Terrorismus, Sabotage) werden nicht untersucht.

## 7.1 Anlageninterne übergreifende Einwirkungen

### 7.1.1 Brand

Aufgrund der Erkenntnisse aus der Begehung und der bisher erfolgten Diskussionen mit dem Betreiber und Mitarbeitern des SAAS lassen sich folgende wesentlichen Schwachstellen des Brandschutzes aufzeigen:

- Konzeptbedingtes Fehlen einer brandschutztechnischen Trennung redundanter System- und Kabelverbindungen in fast allen Anlagenbereichen außer zum Beispiel dem Notstromdieselgebäude.
- Fehlen passiver Brandschutzvorkehrungen bei den Blockwarten einschließlich der zugehörigen Kabelverteilungen und elektrischen Einrichtungen, von denen alle sicherheitstechnischen Funktionen ausgehen, bei Nichtvorhandensein von Notwarten.
- Anordnung großer Brandlasten (Schmieröl) im Nahbereich sicherheitstechnisch wichtiger Systeme (z.B. Speisewasserversorgung einschließlich Havarie-Speisewasserversorgung) im Maschinenhaus, das als zusammenhängender offener Raum von ca. 1.000 m Länge aus-

gebildet ist und in dem in Längsrichtung die Turbinen/Generatoren aller Blöcke angeordnet sind.

Im Vergleich mit den heutigen Anforderungen zum Brandschutz für neue Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland (KTA 2101) lassen sich neben dem Fehlen einer brandschutztechnischen Trennung sicherheitstechnisch wichtiger redundanter Systeme und Kabelverbindungen folgende wesentliche Unterschiede aufzeigen:

- Bautechnische Brandschutzmaßnahmen

Es fehlt blockübergreifend eine konsequente Trennung der Gebäude in Brandabschnitte und Brandbekämpfungsabschnitte mit feuerwiderstandsfähiger Abgrenzung. Dort, wo bauliche Abtrennungen vorhanden sind, ist die Feuerwiderstandsfähigkeit unbestimmt. Feuerwiderstandsfähigkeiten, wie sie nach KTA 2101 gefordert werden, zum Beispiel F90 (90 Minuten) für Brandwände, sind insbesondere im Bereich von Türen, Kabel- und Rohrleitungsdurchführungen und Durchführungen von Lüftungskanälen nicht gegeben. Beim Notstromdieselgebäude gibt es nach Angaben des Betreibers bauliche Abtrennungen zwischen den einzelnen Notstromdieselaggregaten, eine Abtrennung der Dieselvorratsbehälter und zusätzliche CO<sub>2</sub>-Löschanlagen. Es gibt punktuelle Nachrüstungen zum Schutz einzelner redundanter Kabelverbindungen (Sandbett, Asbestplatten, Kabelschotts), deren Feuerwiderstandsfähigkeit aber unbestimmt ist. Die Nachrüstungen wurden nach dem Brandstörfall 1975 vorgenommen.

- Anlagentechnische Brandschutzmaßnahmen

Durch die Brandmeldeanlage mit automatischen Brandmeldern werden wesentliche Anlagenbereiche, von Ausnahmen abgesehen (z.B. Maschinenhaus), überwacht. Über die Melderichte liegen derzeit noch keine Informationen vor. In einigen Bereichen mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen (z.B. Notkühlssysteme, Speisewasserversorgung, Technisch-Wassersystem) gibt es nach den Erkenntnissen aus der Begehung keine automatischen Brandmeldeanlagen. Automatisch auslösende ortsfeste Feuerlöschanlagen gibt es nur in sehr wenigen Anlagen-

bereichen, zum Beispiel schmelzlotausgelöste CO<sub>2</sub>-Anlagen im Bereich des Notstromdieselgebäudes. Sprinkleranlagen gibt es in bestimmten Kabelkanälen und Kabelräumen sowie bei bestimmten Transformatoren und Ölbehältern. Die Auslösung dieser Anlagen erfolgt durch die Feuerwehr von Hand vor Ort. Es gibt ein Löschwasserringsystem mit Überflurhydranten auf dem Gelände und nassen Steigleitungen und Wandhydranten im Bereich von Treppenhäusern. Die Löschwasserversorgung ist nicht notstromgesichert. Maßnahmen zur Druckerhöhung (z.B. zur Verbesserung der Brandbekämpfung im Dachbereich des Maschinenhauses) sind in Vorbereitung.

- Betriebliche Brandschutzmaßnahmen

Es gibt eine Werksfeuerwehr, die speziell zur Brandbekämpfung in der Anlage ausgebildet ist. Über Stärke und Ausrüstung der Feuerwehr liegen derzeit keine Informationen vor. Es kann aber davon ausgegangen werden, daß sich die Brandbekämpfung in der Anlage im wesentlichen auf die Feuerwehr und nicht auf das Betriebspersonal abstützt. Handfeuerlöscher unterschiedlicher Art (Wasser, Pulver, Halon) sind an verschiedenen Stellen in der Anlage vorzufinden. Ihre Zahl erscheint gering, sie entspricht aber üblichen konventionellen Normen der DDR. Hinsichtlich der Prüfung von Brandschutzeinrichtungen während der Errichtung liegen keine Informationen vor. Wiederkehrende Prüfungen orientieren sich an konventionellen Normen der DDR und erfolgen mindestens einmal jährlich im Rahmen der Großinstandsetzung (Revision).

- Vorläufige Bewertung

Für eine Bewertung des Brandschutzes der Anlagen können die nach KTA-Regel geltenden Einzelanforderungen, insbesondere bezüglich des Vorranges bautechnischer Maßnahmen und der Trennung von Redundanzen von Sicherheitseinrichtungen kein entscheidender Maßstab sein. Hier muß, wie bei älteren Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland und im westlichen Ausland auch, eine schutzzielorientierte Bewertung erfolgen, da die baulichen Gegebenheiten einer konsequenten Anwendung der KTA-Anforderungen, zum Beispiel nach räumlicher Tren-

nung, entgegenstehen. Fehlende bautechnische Maßnahmen werden bei älteren Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland und im westlichen Ausland kompensiert durch

- die flächendeckende Überwachung aller relevanten Anlagenbereiche mit automatischen Brandmeldeanlagen, die eine Brandmeldung in der Brandentstehungsphase gewährleisten,
- den verstärkten Einsatz ortsfester Löscheinrichtungen zur frühzeitigen Brandbekämpfung (Sprühwasser, CO<sub>2</sub>, Halon), möglichst mit automatischer Auslösung oder Auslösung von der Warte,
- das Vorhandensein separater, brandschutztechnisch getrennter Notstandssysteme einschließlich Notwarte, die bei brandbedingten redundanzübergreifenden Ausfällen von Sicherheitseinrichtungen in der Anlage zum Einsatz kommen.

Vergleichbare Maßnahmen sind bei den Blöcken 1 bis 4 nur teilweise vorhanden. Deshalb kann nicht ausgeschlossen werden, daß infolge eines Brandes Störfälle ausgelöst werden, in deren Folge die Nachwärmeabfuhr gefährdet ist. Aufgrund der fail-safe-Funktion des Schnellabschaltsystems ist eine Gefährdung der Schnellabschaltung weniger wahrscheinlich. Von Bedeutung sind Transienten infolge redundanzübergreifender Brände mit Ausfall der Speisewasserversorgung einschließlich Havariespeisewasser, der Versorgung mit Technisch-Wasser (sicherheitstechnisch wichtiges Nebenkühlwasser) sowie des Zwischenkühlkreislaufes. Bei einem Brand in Kabelverteilungen der Energieversorgung bzw. im Bereich von Schaltanlagen können diese Ausfälle darüber hinaus auch systemübergreifend eintreten und auch den vollständigen Ausfall der Warte oder von Teilfunktionen der Warte (Instrumentierung, Ansteuerung) beinhalten. Sofern solche Ausfälle zu Transienten ohne primärseitige Lecks oder ohne sekundärseitige Druckentlastung führen und das Maschinenhaus nicht übergreifend betroffen ist, bestehen realistische Möglichkeiten, aufgrund der großen Speisewasserinhalte der Dampferzeuger diese Transienten mit Accident-Management-Maßnahmen, zum Beispiel Stützung der Havariespeisewasserversorgung durch andere Blöcke anhand vorhandener Rohrleitungsverbindungen (Zeitfenster bis zu 6 h), zu beherrschen. Primärseitige Lecks können aber infolge Nichtschließens von Sicherheitsventilen nach vorangegangener, durch die Transiente bedingtem Öffnen eintreten. Unter der Randbedingung "Offenbleiben von primärseitigen

Sicherheitsventilen" können Accident-Management-Maßnahmen nur dann zum Erfolg führen, wenn die Notkühlsysteme nicht wesentlich beeinträchtigt sind (vgl. Störfall 1975). Bei brandbedingten Transienten mit sekundärseitiger Druckentlastung (z.B. wegen Fehlstellung von Armaturen infolge von Brandschäden) oder übergreifenden Bränden im Maschinenhaus dürften die Möglichkeiten für Accident-Management-Maßnahmen als gering einzuschätzen sein.

Aufgrund der brandschutztechnischen Gegebenheiten und der diskutierten möglichen Auswirkungen ist eine Nachrüstung des Brandschutzes unumgänglich.

Umfang und Art dieser Nachrüstung sind aber vom Gesamtkonzept der Nachrüstung und der dabei projektierten zukünftigen Betriebsdauer abhängig. Aufgrund nicht veränderbarer baulicher und anlagentechnischer Gegebenheiten ist aus brandschutztechnischer Sicht dem Aufbau eines separaten, brandschutztechnisch dem heutigen Sicherheitsstandard entsprechenden Notstandssystems (Speisewasserversorgung, ggfs. sicherheitstechnisch wichtige Notkühlfunktionen, Notwarte, Reaktorschutz mit Leittechnik, ggfs. Energieversorgung), welches in einem eigenen Gebäude errichtet werden sollte, der Vorrang zu geben. Dieses System müßte an geeigneter Stelle so in die vorhandene Anlage einbinden, daß sich die brandschutztechnische Nachrüstung im vorhandenen Gebäude auf wenige Raumbereiche beschränkt. Die Errichtung eines solchen Notstandssystems ist nur sinnvoll, wenn die Bauzeit in vernünftigem Verhältnis zur projektierten weiteren Betriebsdauer steht. Für den Fall, daß ein separates Notstandssystem nicht zur Errichtung kommt, wird eine aufwendige Detailuntersuchung in der Anlage mit Ausarbeitung von spezifischen, den Gegebenheiten angepaßten Brandschutzmaßnahmen (z.B. Erweiterung der automatischen Brandmeldeanlagen und raumdeckender ortsfester Löschanlagen, punktuelle bautechnische Abschottungen) für notwendig erachtet.

Für den Zeitraum bis zur Inbetriebnahme eines Notstandssystems bzw. bis zum Greifen von spezifischen Nachrüstmaßnahmen sollte ein Programm für ad-hoc-Maßnahmen erstellt werden, um das Brandrisiko für diesen Zeitraum zu reduzieren. Solche Maßnahmen könnten zum Beispiel die Aufstellung von Brandwachen, Erweiterung wiederkehrender Prüfungen mit kurzen Intervallen unter anderem an ölführenden Systemen und

die Ausarbeitung von brandspezifischen Notfallanweisungen (teilweise vom Betreiber schon ausgearbeitet) sein.

### 7.1.2 Anlageninterne Überflutung

Es ist nicht auszuschließen, daß bei einem Versagen von wasserführenden Rohrleitungen in verschiedenen Anlagenbereichen Systeme mit sicherheitstechnisch wichtiger Funktion redundanzübergreifend überflutet werden können. Dies ist insbesondere im Pumpenbauwerk möglich. Die Kühlwasserpumpen zweier Blöcke sowie die Pumpen zur Versorgung mit Technisch-Wasser (sicherheitstechnisch wichtiges Nebenkühlwasser) sind höhengleich in einem Bauwerk so angeordnet, daß bei einem größeren Leck einer Kühlwasserleitung alle Pumpen überflutet werden können. Überflutungsmöglichkeiten im Bereich des Apparatehauses (Reaktorgebäude) wurden bisher noch nicht untersucht. Insgesamt erscheint eine vertiefte Untersuchung von Ereignismöglichkeiten und Störfallabläufen mit anlageninterner Überflutung notwendig.

### 7.1.3 Versagen von Komponenten im Maschinenhaus hinsichtlich der Wirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Anlagenbereiche (Bruchstücke, Druckwelle)

Bei einem Turbinenversagen ergeben sich hochenergetische Bruchstücke, die Komponenten, welche in ihrer Flugbahn liegen, zerstören können. Deshalb sind im allgemeinen die Turbinen westlicher Kernkraftwerke so angeordnet, daß sicherheitstechnisch wichtige Komponenten und Anlagenteile nicht im möglichen Streubereich von Turbinenbruchstücken liegen. Die Anordnung der Turbinen im untersuchten Maschinenhaus hinsichtlich der Gefährdung von sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und der Reaktoren ist ungünstig. Aufgrund vorgelagerter dicker Wände wird aber eine Gefährdung des Primärkreislaufs als unwahrscheinlich angesehen. Sicherheitstechnisch wichtige Systeme im Maschinenhaus, im Pumpenbauwerk und in Schaltanlagen können dagegen unmittelbar gefährdet sein. Zum Versagen der hier eingesetzten Turbinen liegt keine Statistik vor. Es wird für notwendig erachtet, das Ereignis Turbinenversagen im Rahmen einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) näher zu betrachten. Das gilt auch für die Ver-

sagemöglichkeiten von Behälter mit hohem Energiepotential, zum Beispiel HD-Vorwärmer, Entgaser (Speisewasserbehälter) hinsichtlich der Auswirkung einer Berstdruckwelle und der Wirkung von Bruchstücken.

#### 7.1.4 Übergreifende Einwirkungen durch Ereignisse in anderen Blöcken

Als wesentliche Einwirkungsmöglichkeiten sind Brände, Systemverknüpfungen und radiologische Belastungen bei Freisetzung von radioaktiven Stoffen in anderen Blöcken (Funktion Wartenpersonal) näher zu betrachten. Einflüsse durch Brände und Systemverknüpfungen wurden bereits in den Abschnitten 7.1.1 und 5 angesprochen. Hinsichtlich der Strahlenexposition des Wartenpersonals bei Freisetzung von radioaktiven Stoffen in anderen Blöcken sind personenbezogene Vorsorgemaßnahmen vorhanden. Im Rahmen der betreiberseitigen Vorschläge zur Rekonstruktion soll diesem Aspekt auch durch anlagentechnische Maßnahmen Rechnung getragen werden.

### 7.2 Einwirkungen von außen

Aufgrund der Standortgegebenheiten und einer ersten qualitativen Einschätzung der Eintrittshäufigkeit solcher Ereignisse erscheinen die Einwirkungen von außen im Sinne einer Risikobewertung gegenüber anlageninternen übergreifenden Einwirkungen und systembezogenen Störfallmöglichkeiten von nachrangiger Bedeutung. Im einzelnen stellt sich die Situation folgendermaßen dar:

#### - Erdbeben

Der Standort Greifswald liegt in einem Gebiet mit sehr geringer Erdbebenaktivität. Ein neueres Gutachten (1988) zeigt, daß maximal Intensitäten  $\leq$  Klasse 5 (MSK) mit einer Eintrittshäufigkeit von ca.  $10^{-4}/a$  zu erwarten sind. Bei diesen Intensitäten ist eine Gefährdung der Anlage (auch ohne spezielle Auslegung) nicht zu erwarten.

- Hochwasser

Das Kühlwasser für alle Blöcke wird über einen in Deiche gefaßten Kanal herangeführt. Bei einem Versagen der Deiche ist ein Wasserzulauf für sicherheitstechnisch wichtige Funktionen nach Abfahren der Anlagen (Versorgung mit Technisch-Wasser) noch möglich.

Aufgrund der Anordnung der Apparatehäuser (Reaktorgebäude) und des Maschinenhauses ist eine Gefährdung durch Hochwasser für diese Anlagenbereiche unwahrscheinlich. Sicherheitstechnisch wichtige Pumpen in Pumpengebäuden können aber durch extreme Hochwasser gefährdet sein. Über die Eintrittshäufigkeit solcher Wasserstände liegen derzeit keine Erkenntnisse vor. Die betreiberseitigen Überlegungen zur Rekonstruktion schließen einen besseren Schutz wichtiger Pumpen ein.

- Blitzschlag

Die störfallauslösenden Wirkungen von Blitzeinschlägen und mögliche Störfallabläufe wurden in die ersten Untersuchungen bisher nicht einbezogen. Vorhandene Blitzschutzeinrichtungen genügen den Anforderungen konventioneller Regelwerke der DDR. Erste Überlegungen hinsichtlich des Einflusses auf die Häufigkeit des Notstromfalls, des Ausfalls der Notstromversorgung und der Leittechnik lassen jedoch erkennen, daß es notwendig ist, dieser Einwirkung vertieft nachzugehen.

- Flugzeugabsturz

Seit einigen Jahren gilt am Standort ein Überflugverbot mit den Abmessungen 2 km Radius horizontal, 2 km Höhe. Im Nahbereich des Standortes gibt es einen Militärflugplatz. Die Landebahn wurde im Rahmen der Errichtung des Kernkraftwerkes so verlegt, daß sie nicht auf das Kernkraftwerk ausgerichtet ist. Seit kurzer Zeit liegen dem SAAS Daten zur Absturzhäufigkeit von Flugzeugen vor. Diese Daten sollen für eine probabilistische Risikobewertung verwendet werden. Ausgehend von den in der Bundesrepublik Deutschland gültigen Lastannahmen für die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Flugzeugabsturz ist ein Schutz der Reaktorgebäude der Blöcke 1 bis 4 nicht gegeben. Wie bei älteren Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland ohne spezielle Auslegung sollte auch hier eine Bewertung im Rahmen einer PSA erfolgen.

- Explosionsdruckwellen

Explosionsdruckwellen aus Unfallorten außerhalb der Anlage sind aufgrund der Standortgegebenheiten nach derzeitigem Kenntnisstand nicht zu erwarten.

Zu betrachten sind aber Explosionsmöglichkeiten innerhalb der Anlage. Anlagen (Lager, Rohrleitungen) der H<sub>2</sub>-Versorgung der Generatoren werden aus Sicht des Betreibers als unproblematisch angesehen. Durch das SAAS erfolgte eine Untersuchung zur Stärke und Auswirkung einer Explosionsdruckwelle, ausgehend vom H<sub>2</sub>-Lager. Im Rahmen einer PSA erscheint eine weitergehende Untersuchung angebracht.

8. ZUSAMMENFASSENDE WERTUNG

Im Rahmen einer mehrstufigen Sicherheitsuntersuchung wurde eine erste sicherheitstechnische Beurteilung der Blöcke 1-4 des Kernkraftwerks Greifswald durchgeführt. Diese erste Beurteilung betrifft vorrangig die druckführenden Komponenten des Primärkreislaufs, insbesondere die Reaktordruckbehälter. Darüber hinaus wurden Einzelgesichtspunkte der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage sowie übergreifender Einwirkungen behandelt. Eine Beurteilung der Bedeutung dieser Einzelgesichtspunkte für die Sicherheit der Gesamtanlage muß jedoch den weiteren Untersuchungen vorbehalten bleiben. Soweit bereits absehbar, wird auf die für die weitergehenden Beurteilungen notwendigen Untersuchungen eingegangen.

Die Stellungnahme beruht auf Erkenntnissen aus der Anlagenbegehung am 25.1.1990, den während des Arbeitsseminars am 25. und 26.1.1990 mit dem SAAS und dem Kombinat geführten Diskussionen sowie weiteren Fachgesprächen. Unterlagen konnten dazu nur in beschränktem Umfang herangezogen werden.

Zu den in den Anlagen vorhandenen sicherheitstechnischen Einrichtungen wurden erste Prüfungen vorgenommen. Im Vergleich zu derzeit gültigen sicherheitstechnischen Anforderungen in der Bundesrepublik Deutschland werden dabei in nahezu allen Bereichen sicherheitstechnische Defizite in unterschiedlichem Ausmaß festgestellt.

Inwieweit bestehende sicherheitstechnische Defizite durch sicherheitstechnische Vorteile der Anlagen (z.B. große, in den Dampferzeugern vorhandene Wasserinhalte, die als Sicherheitsreserve für Notfallmaßnahmen genutzt werden könnten), kurzfristige sicherheitstechnische Verbesserungen und organisatorisch-administrative Regelungen ausgeglichen werden können, kann derzeit noch nicht beurteilt werden.

Von grundlegender Bedeutung für die Sicherheitsbeurteilung ist die Frage, ob die Integrität des Primärkreislaufes für einen weiteren Betrieb der Blöcke mit ausreichender Sicherheit gewährleistet ist. Die Stellungnahme befaßt sich daher vorrangig mit der Beurteilung der druckführenden Komponenten des Primärkreislaufs, insbesondere dem Reaktordruckbehälter.

Der kernnahe Bereich des Reaktordruckbehälters des Blocks 1 wurde 1988 einer Wärmebehandlung und einer wiederkehrenden Prüfung unterzogen. Bei der wiederkehrenden Prüfung wurde technische Rißfreiheit des Reaktordruckbehälters festgestellt. Nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik ist das Verfahren der Wärmebehandlung grundsätzlich geeignet, über der Betriebszeit eingetretene Versprödungseigenschaften des Werkstoffs "auszuheilen" bzw. wieder rückgängig zu machen. Die Wärmebehandlung am Block 1 wurde vom SAAS so bewertet, daß ein ausreichender Ausheilgrad erreicht worden ist. Das Ausmaß der Erholung der Werkstoffzähigkeit durch die Wärmebehandlung ist jedoch noch nicht vollständig belegt. Eine weitergehende Quantifizierung erfolgt durch die vorgesehenen ergänzenden Untersuchungen an entnommenen Werkstoffproben. Diese Untersuchungen sind unverzüglich durchzuführen.

Wegen der derzeit anzunehmenden Werte der Sprödbruchübergangstemperatur der kernnahen Schweißnähte der Reaktordruckbehälter der Blöcke 2 und 3 und unter Berücksichtigung der vorhandenen Unsicherheiten bei Werkstoffdaten, Prüfergebnissen und möglichen Einleitungsereignissen ist zur Klärung der offenen Sachfragen eine Unterbrechung des Betriebs für diese Blöcke zu empfehlen.

Für Block 4 ergibt sich aufgrund der geringeren Betriebszeit ein niedrigerer Wert für die Sprödbruchübergangstemperatur der kernnahen Schweißnaht.

Für einen mit Auflagen begrenzten Betrieb der Blöcke 1 und 4 ist es notwendig, daß gegenüber besonderen Verletzlichkeiten der Anlagen, z.B. durch Brand, eine ausreichende sicherheitstechnische Vorsorge getroffen wird. Wie die Stellungnahme zeigt, können bei Unterbrechung des Betriebs der Blöcke 2 und 3 sicherheitstechnische Einrichtungen dieser Blöcke zusätzlich für die Blöcke 1 und 4 sicherheitsunterstützend verwendet werden. Entsprechende Einzelheiten für diese zusätzliche Sicherheitsstützung sind im einzelnen noch zu überprüfen. Des weiteren wird die kurzfristige Nachrüstung von Diagnose- und Überwachungseinrichtungen, speziell die Installation eines Leckageüberwachungssystems für erforderlich gehalten.

Die Untersuchungen werden fortgesetzt. Ergebnisse werden in weiteren Berichten zusammengestellt.

## ANHANG 1

Stellungnahme sowjetischer Experten  
zum 1. Zwischenbericht  
KKW Greifswald



Vorschläge und Ergänzungen zum "Ersten Zwischenbericht zur Sicherheitseinschätzung des KKW "Greifswald" Blöcke 1-4 (WWR-440/W-230)" Köln, 15.2.1990

## 1. Kapitel 2 "Beschreibung der Anlage"

1.1 Das Schema des ersten Kreislaufes (Bild 2-2) ist veraltet. Gegenwärtig gibt es z.B. keine Zugabe von reinem Kondensat und Bor direkt in den Reaktorsicherheitsbehälter, davon ausgeschlossen ist die Schaltung für die Erwärmung /-Kühlung einer einzelnen Schleife.

Es ist ein Schema anzuführen, das dem modernen Stand der Blöcke 1-4 entspricht.

1.2 Im Abschnitt 2.3 ist nach der Definition des maximalen Auslegungstörfalls zu ergänzen:

"Im Verlauf von Unfällen bis zum maximalen Auslegungstörfall ist die Entstehung einer Wärmeaustauschkrise am maximal belasteten Punkt der Spaltzone unter Berücksichtigung möglicher Abweichungen der Parameter und einer Ungenauigkeit der Berechnungsformeln nicht zugelassen".

1.3 Der fünfte Absatz des Abschnitts 2.3 ist zu formulieren: "Die Garantie für die Gewährleistung der Sicherheit bietet die Nutzung eines Druckraumsystems (Boxen) mit Explosionsklappen, die für den Abriss einer Rohrleitung NW 200 oder für die projektierte Leckage NW 32 bei Versagen der Sprinkleranlage ausgelegt sind".

## 1.4 Abschnitt 2.4 Punkt "Gebäude - Lokalisierungssystem"

Nach dem Satz "Zwischen den ungewarteten (und auch den gewarteten) Räumen und der Atmosphäre ist durch Belüftungssysteme ein Unterdruck aufrecht zu erhalten", ist zu ergänzen: "Ein Unterdruck von 200 mm WS

in der Dampferzeugerbox und 5 mm WS auf der Kote der HUP bei Voll-  
lastbetrieb des KKW wird durch die Belüftungssysteme W-2 und P-4,  
W-4 aufrecht erhalten. Bei Störfallbetriebszuständen wird bei Druck-  
erhöhung bis auf 30 mm WS die Lüftung abgeschaltet und die Lokali-  
sierungsarmatur geschlossen."

1.5 Im Abschnitt 2.4 Punkt "Elektroenergieversorgung" Absatz 3  
"Notstromsystem" ist an Stelle des zweiten und dritten Satzes zu  
schreiben: "Das System ist so aufgebaut, daß sich zwei Stränge nicht  
überschneiden. Der dritte Reservedieselmotor wird nur auf eine  
der Sektionen geschaltet (auf die der Betriebsgenerator nicht ge-  
schaltet wurde).

Die berechnete Belastung der Notstromsektion übersteigt nicht die  
zulässige Belastung des Dieselmotors (DG).

Die Leistung der Akkumulatorbatterie ist auf eine halbe Stunde be-  
rechnet.

In der Praxis erfolgt die Entladung nicht mehr als 45 s (Zeit für  
das Anlassen des Dieselmotors).

Nach dem Anlassen des DG schaltet sich der reversible Motorgenera-  
tor um und die Wechselstromversorgung, die bei Stromausfall von der  
Batterie gewährleistet wird, erfolgt vom DG und die Batterie geht  
über auf Nachladung".

Im Bild 2-4 sind die Stellungen der Schalter für die Leitung vom  
Generator zum Blocktransformator anzugeben. Bei der angegebenen  
Schalterstellung darf die Auslaufenergie des Hauptgenerators ge-  
nutzt nicht werden, was dem Projekt widerspricht.

1.6 Abschnitt 2.5 "Vergleich des Sicherheitsniveaus" Punkt "Haupt-  
unterschiede zum Weltniveau".

Im Absatz b) ist " und einer langen Notkühlung" zu streichen.

Für den Auslegungsstörfall (Abriss NW 100 mit Begrenzer NW 32) ist  
im Projekt eine lange Kühlung der Spaltzone durch Zugabe von bo-

riertem Wasser mit den Havarieborspeisepumpen und die Wärmeabgabe über die Wärmeaustauscher des Sprinklersystems vorgesehen.

Absatz d) ist zu streichen, da für eine solche Schlußfolgerung keine Begründungen gegeben sind.

## 2. Kapitel 3 "Analyse des Zustandes der druckführenden Elemente des 1. Kreislaufes"

### 2.1 Abschnitt 3.1

Der letzte Satz ist zu formulieren: "Die markenmässige Zusammensetzung der für die Herstellung von Reaktorsicherheitsbehältern WWER-440 verwendeten Materialien ist in der Tabelle 3-1 angegeben".

### 2.2 Abschnitt 3.2

An Stelle des Satzes "Nach gegenwärtigem Kenntnisstand ist der Grad der Wiederherstellung der Zähigkeit infolge des Ausglühens quantitativ noch nicht genügend belegt" zu schreiben: "Auf der Grundlage gegenwärtiger Kenntnisse ist der Grad der Wiederherstellung der kritischen Spröbruchtemperatur beim Ausglühen in Abhängigkeit von der Abklingtemperatur und -zeit hinreichend genau untersucht".

Entsprechende Materialien wurden der DDR, gemäß den Verträgen, für das Ausglühen der Reaktorsicherheitsbehälter der Blöcke 1-3 übergeben.

### 2.3 Abschnitt 3.3

Bild 3-3 ist durch Abb. 1 in der Anlage der "Begründung des Einflusses der Neutronenflußdichte bei der Berechnung des Widerstandes gegen Versprödung zu ändern.

## 2.4 Abschnitt 3.4

Die zu erwartende kritische Sprödbruchtemperatur in der Schweissnaht neben der Spaltzone für die Blöcke 2 und 3 ist mit (160-165 °C) anstelle von (170-200 °C) anzugeben.

In der Zusammenfassung zum Kapitel ist an Stelle des Satzes über die Stilllegung der Blöcke 2 und 3 zu schreiben: "Es sind vollständig die zwischen der DDR und UdSSR festgelegten Massnahmen zur Gewährleistung der Sprödbruchfestigkeit, einschliesslich des Ausglühens des Sicherheitsbehälters des zweiten Blockes bei der planmäßigen Umladung und das Ausglühen des dritten Blockes in den nächsten Jahren zu realisieren."

2.5 Es sind im Bericht die tatsächlichen Daten über die Eigenschaften der Schüsse und der Naht der Spaltzone der Reaktorsicherheitsbehälter der Blöcke 1 - 4 des KKW Nord anzuführen. (Die entsprechende Information 8002.00.05.319D1 liegt bei).

2.6 In der Tabelle 3-3 ist an Stelle der Anmerkungen <sup>2</sup> und <sup>3</sup> zu schreiben "Die Koeffizienten der Strahlenversprödung wurden aus den "Normen zur Berechnung der Festigkeit der Ausrüstung und der Rohrleitungen von Energieanlagen" (Moskau, Energoatomisdat 1989) nach der Formel

$$A_F = 800 (P\% + 0,07 \text{ Cu}\%)$$

bestimmt."

### 3. Kapitel 5 "Einschätzung des Projektes der technologischen Systeme"

3.1 Die Abschnitte "Schnellabschaltung", "System der Notabschaltung" sind zweckmäßiger Weise unter Verwendung der folgenden Information zu korrigieren und zu ergänzen.

"Der Havarieschutz des Reaktors WWER-440 (Typ W-230) existiert als HS 1, HS 2, HS 3, HS 4 und spricht bei entsprechenden, vorher ein-

gestellten Signalen, d.h. von Warn- bis Havarieeinstellungen an.

Die Schnellabschaltung des Reaktors mit Überführung des Reaktors in den unterkritischen Zustand bei allen Betriebszuständen erfolgt durch den HS 1. Die Zeit des Fallens aller Kassetten des Havarieschutzes beträgt gemäß Projekt 8,5 - 13 sec. Die integrale Effektivität aller Kassetten des Havarieschutzes unter Berücksichtigung des Steckenbleibens des effektivsten Schutzorgans in der oberen Position sowie die Parameter zur Geschwindigkeit der Verlagerung der SUS-Organen nach unten bis zum festen Anschlag gewährleisten die zuverlässige Einstellung der Kettenreaktion und die Überführung des Reaktors in den unterkritischen Zustand aus jedem beliebigen Reaktorzustand.

Hierbei wird das Nichtüberschreiten der Projektgrenzwerte der thermischen Belastung eines jeden BE gewährleistet und damit die Unversehrtheit des Brennstoffes und der BE-Hüllen garantiert.

Das Ansprechen des Antriebes einer SUS-Kassette im Regime HS 1 und HS 2 erfolgt durch Stromausfall des E-Motors und des Elektromagneten, der das Getriebe des Antriebes von den beweglichen Teilen abschaltet, danach fallen die ARK-Kassetten und die beweglichen Teile des Antriebes durch Wirkung der Schwerkraft nach unten.

Die Antriebskonstruktion ist ausreichend zuverlässig; innerhalb der gesamten Betriebszeit der Reaktoren dieses Typs (seit 1971) gab es an den 14 KKW-Blöcken kein einziges Versagen eines mechanischen Antriebsteils.

Der Havarieschutz spricht auf die Geschwindigkeit des Anwachsens und Niveaus der Neutronenleistung, auf Havariesignale bei Leckage des ersten Kreislaufes, bei Abschalten von mehr als 2 HUP, das Erreichen der Havariewerte durch die Parameter des ersten Kreislaufes, u.a. an. Ein Verzeichnis der Schutzeinrichtungen und Verriegelungen existiert im KKW.

Der Havarieschutz besteht aus zwei selbständigen Komplexen. Die Kontrolle des Neutronenflusses in jedem Komplex erfolgt in drei

Meßbereichen (Quellbereich, Zwischenbereich und Energiebereich), deren Signale auf den Reaktorhavarieschutz gehen.

Die Signale des Havarieschutzes zum Neutronenfluß, zu den technologischen Parametern des ersten Kreislaufes, zur Abschaltung von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen besitzen 3 Messkanäle. Der Havarieschutz spricht nach dem Prinzip "2 aus 3" an.

### 3.2 Abschnitt "Hauptumwälzpumpen"

Auslegungsstörfälle sind: "Schlagartiger Stromausfall der Motoren von 2 HUP". (Ein solches Regime kann z.B. bei Kurzschluß an einer der die HUP versorgenden Sektionen entstehen) und "totaler Stromausfall des KKW" bei der Stromversorgung von 4 HUP durch die Eigenbedarfsgeneratoren (je zwei durch einen Generator) und der restlichen HUP von den Hauptgeneratoren mit wahrscheinlichem Verlust einer Stromversorgungsquelle.

Bei drei bis vier unabhängigen Elektroenergieversorgungsquellen für die HUP (Eigenbedarfsgeneratoren, die fest mit der Welle der Hauptgeneratoren verbunden sind und bei den Hauptgeneratoren selbst) ist zur Entstehung eines Schadens an BE nötig, daß ein Verklemmen der Welle beider Turbogeneratoren erfolgt. Jedoch selbst in diesem unwahrscheinlichen Fall des Stillstandes aller HUP übersteigt der Druck im ersten Kreislauf nach Berechnung nicht 16 MPa.

Bei der Kombination der Elektroversorgung der HUP vom Eigenbedarfsgenerator und eines Teils der HUP vom Netz wird entsprechend der im Projekt enthaltenen "Tabelle zulässiger Betriebszustände" die zulässige Leistung des Reaktors begrenzt, wodurch eine krisenfreie Kühlung der Spaltzone im Havariereregime gewährleistet wird.

### 3.3 Abschnitt "System der Havarieboreinspeisung"

Für den Auslegungsstörfall (Abriß von NW 100 mit Begrenzer NW 32) ist im Projekt eine Restwärmeabführung über einen langen Zeitraum

durch Kompensation der Leckage durch boriertes Wasser von den Pumpen des Havarieeinspeisesystems und durch Wärmeabführung über die Wärmeaustauscher des Sprinklersystems vorgesehen.

### 3.4 Abschnitt "Lüftungssysteme"

Als Absperrorgane (Lokalisierungsorgane) werden Verschußklappen NW 250, die in den Wänden der hermetischen Räume angebracht sind, verwendet. Die Klappen sind für 1 kp/cm ausgelegt, ihre Ansprechzeit beträgt 7 s. Sie werden vom Notstromnetz mit einer Stromunterbrechung von nicht mehr als 1 s versorgt. Die Absperrorgane sind nicht redundant. Zur Erhöhung der Zuverlässigkeit wird vorgeschlagen: Am Abzug zusätzlich zu den existierenden Verschußklappen 2 Schnellschußklappen anzubringen und bei der Luftzufuhr die Projektlösung zu belassen, da die Klappe während des Leistungsbetriebes des Blockes ständig geschlossen ist.

### 3.5 Abschnitt "Notstromausrüstung"

Siehe Bemerkung 1.5.

### 3.6 Abschnitt "System der Havarieabschaltung (System des Reaktorschutzes)". Siehe Bemerkung 3.1.

Das Fehlen des Signals für das Ansprechen des Havarieschutzes auf das Kriterium "Reserve bis zur Krise" wird in den verschiedenen Betriebszuständen durch die HS-Signale bei Erhöhung der Temperatur des Wärmeträgers am Ausgang der Schleife, beim Abschalten von HUP, bei Drucksenkung und Leistungserhöhung kompensiert.

## 4. Kapitel "Zusammenfassung"

Es ist im Text zu vermerken, daß die in der UdSSR durchgeführten Untersuchungen der bestrahlten und der Ausglühung unterzogenen Einhängenproben 100 % Regenerierung der Hochlage und 80 % Regenerierung der Schlagfähigkeit der Materialien zeigten.

Anstatt der Empfehlung der Einstellung des Betriebes der Blöcke 2 und 3 für zusätzliche Untersuchungen von Materialproben ist zu schreiben:

"Die rechtzeitige Realisierung der zwischen der DDR und der UdSSR festgelegten Maßnahmen zur Verhinderung der Sprödbruchzerstörung einschließlich des Ausglühens der Sicherheitsbehälter der Blöcke 2 und 3 ist eine notwendige Bedingung für den sicheren Betrieb".

## ANLAGE

Begründung des Einflusses der Neutronenflussdichte bei der Berechnung des Widerstandes gegen Sprödbruchzerstörung

In den rechnerischen Begründungen der Sprödbruchfestigkeit wird bei der Bestimmung der kritischen Temperatur der Sprödbruchfestigkeit des Metalls der Schweißnaht des betriebenen Reaktordruckbehälters WWER-440 die Abhängigkeit  $A_F = 800 (P \% - 0,07 \text{ Cu } \%) (1)$ , /1/ verwendet.

Diese Funktion wurde als Funktion der experimentellen Daten, die bei der Prüfung der Proben in den KKW-Reaktoren (WWER-440) und in den Forschungsreaktoren bei  $\rho$  über  $10^{12} \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-2}$  gewonnen wurden, erhalten.

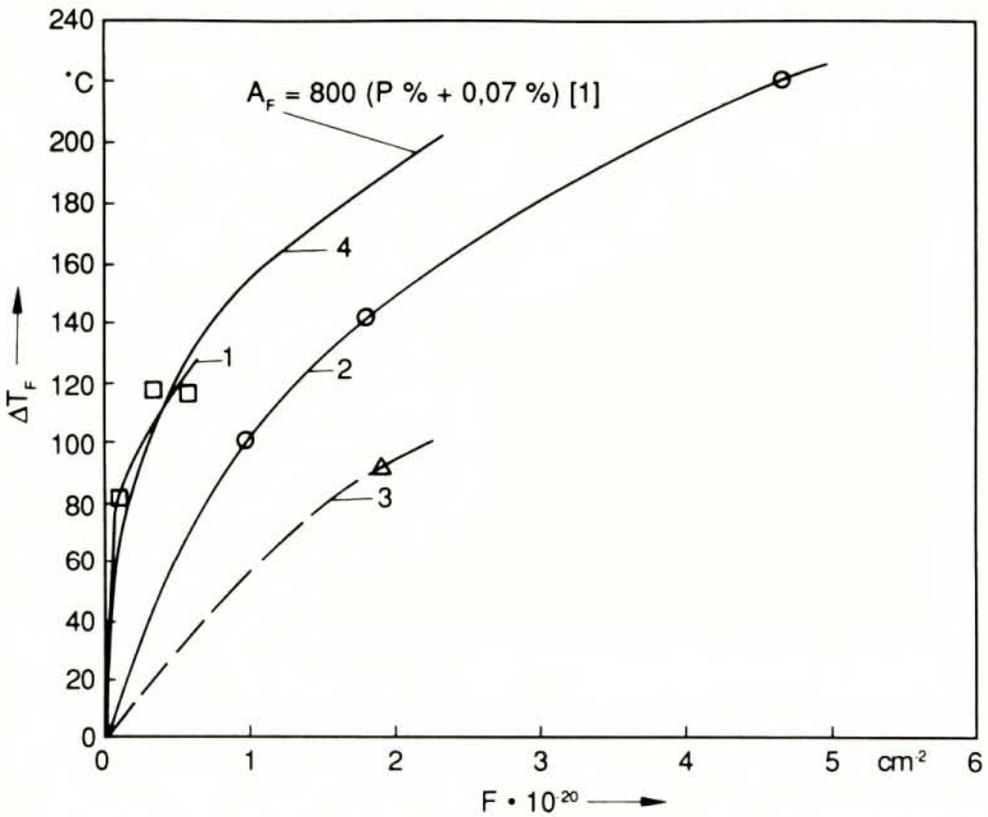
In der letzten Zeit wurden Daten der Prüfungen der Proben erhalten, die am ersten Block des KKW Rovensk mit Abschirmkassetten bei geminderter Neutronenflußdichte (Abb. 1) bestrahlt wurden.

Die Abbildung zeigt den Vergleich der experimentellen Werte  $\Delta T_F$ , bei verschiedenen Flüssen mit der Kurve die nach Formel (1) erhalten wurde. Diese Kurve wurde entsprechend dem tatsächlichen Gehalt an metallischem Phosphor und Kupfer, d.h. 0,028 % und 0,18 % aufgezeichnet.

Aus der Abbildung ist ersichtlich, daß die bei der Bestrahlung der Proben mit Flüssen von ungef.  $10^{12} \text{ n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$  erhaltenen Daten wesentlich unter der Normativabhängigkeit (1) liegen und die Ergebnisse, die bei der Bestrahlung mit Flüssen von ungef.  $4 \cdot 10^{11}$  erhalten wurden, sich im Gebiet der Normativkurve gruppieren. Es muß jedoch bemerkt werden, daß die in zwei Fällen beobachteten Erhöhungen der experimentellen Werte  $\Delta T_F$  um  $10^\circ \text{C}$  über dem Normativwert liegen, was innerhalb der Genauigkeit der Bestimmung der kritischen Temperatur der Sprödbruchfestigkeit von Stahl unter Bestrahlung liegt.

Interessant ist die Tatsache, daß bei Flüssen  $3,4 \cdot 10^{19}$  und  $5 \cdot 10^{19} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$  gleiche Werte von  $\Delta T_F$  erhalten wurden, wobei das Resultat der Bestrahlung der Proben mit einem Fluß von  $5 \cdot 10^{19} \text{ cm}^{-2}$  unterhalb des Normativwertes liegt. Es ist möglich, daß dies von einer Tendenz zur Sättigung in Abhängigkeit von  $\Delta T_F$  von der Neutronenfluenz bei einem Fluß von  $4 \cdot 10^{11} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  zeugt.

- /1/ Normen für die Berechnung der Festigkeit der Ausrüstungen und Rohrleitungen von kernenergetischen Anlagen.  
Moskau, Energoisdat, 1989, S. 106



$$1 = 4 \cdot 10^{11} \text{ cm}^{-2} \text{ s}$$

$$2 = 4 \cdot 10^{12} \text{ cm}^{-2} \text{ s}$$

$$3 = 7 \cdot 10^{12} \text{ cm}^{-2} \text{ s}$$

4 - die mit der Formel (1) erhaltene Rechenkurve

**Abb. 1:**

Strahlenversprödung des Metalls der Naht, bestrahlt bei einer Temperatur von 270°C



ЭКСПОРТ

Export

ИНФОРМАЦИЯ  
СВОЙСТВА ОБЕЧАЕК И ШВА  
АКТИВНОЙ ЗОНЫ КОРПУСОВ  
РЕАКТОРОВ БЛОКОВ 1-4 АЭС  
"НОРД"

8002.00.05.319 DI

Information  
über Eigenschaften von  
Schüssen und Nähten  
der Spaltzone der Reaktorbehälter  
der Blöcke von 1-4 des KKW "Nord"

8002.00.05.319 DI

Подпись и дата  
Имя и дата  
Сила и дата  
Подпись и дата  
№ документа

В настоящей информации представлены данные по химическому составу и механическим свойствам обечаек и шва активной зоны корпусов реакторов блоков I - 4 АЭС "Норд".

Diese Information stellt die Angaben zur chemischen Zusammensetzung und mechanischen Eigenschaften von Schüssen und Nähten der Reaktorbehälter der Blöcke von 1-4 des KKW "Nord" dar.

Главный инженер  
Haupting.

Начальник ОТК  
Leiter der НТК

*[Handwritten signatures]*

Подпись и дата
Имя и дата
Имя и дата
Имя и дата

Имя	Лист	№ докум.	Подпись	Дата

8002.00.05.319 Д1

Разработ.	<i>[Signature]</i>	12.03.00	Информация Свойства обечаек и шва активной зоны корпусов реакторов блоков I-4 АЭС "Норд"
Н. контр.	<i>[Signature]</i>	15.03.00	
УТВ	<i>[Signature]</i>	20.03.00	

Лист	Лист	Листов
	2	13
Атомэнергоекспорт Atomenergoexport		

Chemische Zusammensetzung der Schüsse der Spaltzone  
Химический состав обечаек активной зоны

Таблица I

Element Деталь	Элемент Detail	Углерод C	Кремний Si	Марганец Mn	Хром Cr	Никель Ni	Медь Cu	Молибден Mo	Ванадий V	Сера S	Фосфор P
<u>Норд бл.1 (Altschmelze)</u>											
III2.01.01.031	(плавочный)	0,16	0,30	0,46	2,78	0,18	0,17	0,63	0,27	0,013	0,010
III2.01.01.032	(плавочный)	0,17	0,25	0,43	2,68	0,13	0,13	0,70	0,28	0,018	0,012
<u>Норд бл.2</u>											
III2.01.01.031	(плавочный)	0,16	0,28	0,44	2,6	0,18	-	0,66	0,28	0,012	0,013
III2.01.01.032	(плавочный)	0,17	0,25	0,47	2,51	0,17	0,16	0,67	0,25	0,012	0,010
<u>Норд бл.3</u>											
III9.01.01.031	(плавочный)	0,13	0,26	0,39	2,85	0,15	-	0,68	0,19	0,012	0,012
III9.01.01.032	(плавочный)	0,15	0,23	0,41	2,65	0,13	-	0,64	0,28	0,013	0,010
<u>Норд бл.4</u>											
III9.01.01.031	(плавочный)	0,17	0,27	0,47	3,00	0,15	0,12	0,63	0,29	0,014	0,016
III9.01.01.032	(плавочный)	0,17	0,25	0,43	2,72	0,13	0,12	0,63	0,20	0,01	0,01

8002.00.05.319 AT

Изм. № подл.	Подпись и дата	Введ. № №	Изм. № дубл.	Подпись и дата
--------------	----------------	-----------	--------------	----------------

Chemische Zusammensetzung der Schweißnaht N4  
Химический состав сварного шва № 4

Таблица 2  
Tabelle 2

Element Шов	Элемент Naht	Углерод C	Марганец Mn	Кремний Si	Фосфор P	Сера S	Хром Cr	Никель Ni	Молибден Mo	Титан Ti	Ванадий V	Медь Cu	Азот N	Мышь- як As	Алю- миний Al	Воль- фрам W
<u>Норд бл.1</u> Block 1																
Св-08А		0,09	0,38	0,01	0,019	0,023	0,03	0,08				0,12				
Св-10ХМТФ		0,09	0,50	0,29	0,015	0,012	1,78	0,29	0,40	0,08	0,19	0,12				
<u>Норд бл.2</u> Block 2																
Св-08А		0,10	0,54	0,02	0,016	0,018	0,03	0,05				0,06				
Св-10ХМТФ		0,08	0,63	0,17	0,011	0,013	1,50	0,19	0,46	0,06	0,17	0,18				
<u>Норд бл.3</u> Block 3																
Св-08А		0,09	0,45	0,02	0,010	0,025	0,06	0,08				0,11				
Св-10ХМФТ * Св-10Х16Н25АМ6		0,09	0,59	0,21	0,014	0,013	1,69	0,18	0,47	0,07	0,27	0,12	0,012	0,08	0,05	0,06
<u>Норд бл.4</u> Block 4																
Св-08А		0,09	0,4	-	0,01	0,03	0,06	0,08				0,14			0,009	
Св-10ХМФТ		0,08	0,56	0,19	0,012	0,014	1,73	0,24	0,52	0,10	0,21	0,16				
Св-10Х16Н25АМ6		0,11	1,85	0,32	0,024	0,015	15,74	26,43	5,99			0,19	0,19			

Anmerkungen:

Примечания. 1. Таблица 2 содержит сертификатные данные провлоки.

I. Tab.2 beinhaltet Zertifikat-  
angabe des Drahtes

2. Облицовка шва выполнена, фактические данные отсутствуют. 2. Es erfolgte die Ab-  
deckung d. Naht

3. Обозначение Св-10ХМТФ или Св-10ХМФТ принято на период изготовления. die tatsächl-  
chen Daten fehlen.

3. die Bezeichnung des Materials wurde für die Herstellungsperiode

8002.00.05.319 ДТ

Mechanische Eigenschaften der Schussen der Spältzone  
 Механические свойства обечаек активной зоны

Таблица 3

Tabelle 3

Деталь Detail	+20°C					+325°C				
	$\sigma_B$ кгс/мм <sup>2</sup>	$\sigma_{0,2}$ кгс/мм <sup>2</sup>	$\delta$ %	$\psi$ %	$A_H$ тип I кгс/см <sup>2</sup>	$\sigma_B$ кгс/мм <sup>2</sup>	$\sigma_{0,2}$ кгс/мм <sup>2</sup>	$\delta$ %	$\psi$ %	$A_H$ тип I кгс/см <sup>2</sup>
I	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
<u>Човд бл. I</u>										
III2.01.01.031	71,8	65,0	20,0	74,7	20,7	61,4	53,6	15,8	71,3	31,2
(после закалки с отпуском)	68,9	62,5	20,0	74,2	24,5	62,5	53,8	16,0	69,5	30,8
(nach Anlaßhärten)	69,5	62,5	20,4	74,0	23,5	60,0	51,4	16,0	72,8	23,7
					24,2	59,3	51,0	17,0	74,2	26,2
					24,0	58,8	49,0	15,0	71,0	25,5
					23,7	61,2	51,5	16,0	74,0	18,8
III2.01.01.032	74,0	65,8	21,0	75,2	24,9	64,3	56,7	16,0	73,2	23,8
(после закалки с отпуском)	72,8	65,0	21,0	74,2	25,5	63,0	55,5	15,6	73,2	24,3
(nach Anlaßhärten)	70,2	61,2	19,0	75,2	25,2	63,0	55,7	18,0	74,0	25,0
					25,5	63,8	56,0	16,0	73,0	25,0
					27,8	60,6	51,5	16,4	73,8	24,5
					22,9	60,5	51,3	16,0	73,5	24,0

8002.00.05.319 Д1

Формат А4

Подпись и дата	Подпись и дата	Изм. № 1	Изм. № 2	Подпись и дата
----------------	----------------	----------	----------	----------------

Продолжение табл. 3 Tabelle 3 (Fortsetzung)										
I	2	3	4	5	6	7	8	9	10	II
<u>Норд бл.2</u>										
III2.01.01.031	62,4	52,5	26,6	76,0	30,8 31,2	51,5 51,5	42,8 45,2	18,8 18,8	72,0 76,0	34,8 32,2
III2.01.01.032	58,0	47,0	22,4	74,5	32,8 32,8	50,4 50,5	41,7 42,0	19,0 20,0	75,2 75,5	26,2 36,2

8002.00.05.319 Д1

Продолжение табл. 3  
Tabelle 3 (Fortsetzung)

I	2	3	4	5	6	7	8	9	10	II
+350°C										
Норм. кл. 3 ИИ39.01.01.031	65,0	53,7	21,0	75,5	ТИП I 25,9	58,0	49,3	15,6	72,2	
					29,0 25,2					
ИИ39.01.01.032	68,7	56,3	21,2	75,5	ТИП IY 22,6	53,0	43,0	17,6	73,2	
					17,4 22,2					
ИИ39.01.01.032	65,7	54,0	22,2	76,2	ТИП I 25,5	54,3	46,5	16,0	74,0	
					27,8 27,8					
ИИ39.01.01.032	63,0	51,3	22,8	78,3	ТИП IY 19,8	53,3	45,0	16,2	75,4	
					13,4 22,0					
ИИ39.01.01.032	63,0	51,3	22,8	78,3	ТИП I 33,3	53,3	45,0	16,2	75,4	
					33,3 30,8					
ИИ39.01.01.032	63,0	51,3	22,8	78,3	ТИП IY 27,8	53,3	45,0	16,2	75,4	
					29,9 27,4					

8002.00.05.319 Д1

Формат А4

Исх. № докум.	Подпись и дата	Взам. инв. №	Изм. № 1	Подпись и дата
---------------	----------------	--------------	----------	----------------

Продолжение табл.3

Tabelle 3 (Fortsetzung)

I	2	3	4	5	6	7	8	9	10	II
<u>Норд бл.4</u>						+350°C				
И139.01.01.031	65,0	53,1	24,2	78,0	ТИП I	51,5	43,3	17,2	76,0	25,7
					33,4					
					33,4					
И139.01.01.032	64,4	51,5	24,2	78,7	34,9	50,8	43,2	15,8	78,6	36,2
					ТИП IY					
					16,8					
И139.01.01.032	63,0	51,4	23,6	77,4	17,3	51,5	43,2	16,0	77,6	34,8
					16,8					
					ТИП I					
И139.01.01.032	63,5	52,4	22,0	77,4	34,9	51,2	43,5	17,0	75,5	28,3
					36,2					
					35,1					
И139.01.01.032	63,5	51,4	22,0	74,4	ТИП IY	50,7	43,6	16,0	75,8	31,5
					18,0					
					17,6					
И139.01.01.032	63,5	51,4	22,0	74,4	19,1	51,3	44,4	16,6	72,5	33,8
					ТИП I					
					35,8					
И139.01.01.032	63,5	51,4	22,0	74,4	35,0	51,8	43,5	16,6	74,8	33,8
					35,0					
					31,1					
И139.01.01.032	63,5	51,4	22,0	74,4	31,1	51,8	43,5	16,6	74,8	33,8
					31,1					
					35,9					
И139.01.01.032	63,5	51,4	22,0	74,4	35,4	51,8	43,5	16,6	74,8	33,8
					ТИП IY					
					30,5					
И139.01.01.032	63,5	51,4	22,0	74,4	29,6	51,8	43,5	16,6	74,8	33,8
					31,0					
					32,8					
И139.01.01.032	63,5	51,4	22,0	74,4	29,4	51,8	43,5	16,6	74,8	33,8
					30,5					
					32,8					

8002.00.05.319 Д1

Формат А1

Mechanische Eigenschaften

Механические свойства сварного шва М4

Таблица 4

Tabelle 4

№ шва Nr. der Naht	Металл шва Nahtmetall								Schweiß- verbindung				Сварное соединение
	+20°C								+325°C				+20°C
	σ <sub>b</sub>	σ <sub>0,2</sub>	δ	ψ	Ударная вязкость, кгсм / см <sup>2</sup> im Gebiet des				σ <sub>b</sub>	σ <sub>0,2</sub>	δ	ψ	σ <sub>b</sub>
					по оси шва längs- Schweißnaht		по зоне тер- мического воздей- ствия thermischer Einflusses						
тип VI Typ VI	тип IX Typ IX	тип VI Typ VI	тип IX Typ IX	мм <sup>2</sup>	мм <sup>2</sup>	%	%	мм <sup>2</sup>					
2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
Норд бл.1													
шов М4	59,6	52,7	20,6	60,3	17,9			48,6	42,2	20,0	69,6		
Naht M4	60,0	53,0	20,6	60,0	21,6			48,7	42,7	20,0	66,6		
	55,4	46,3	26,0	72,0	16,9			49,3	42,7	19,0	65,4		
Норд бл.2													
шов М4	53,0	44,2	26,6	72,0	23,8			47,5	40,3	10,3	59,4		
Naht M4	55,3	46,1	25,0	75,2	21,0			45,0	34,8	21,7	66,7		
	58,3	51,5	25,0	66,6	15,8			46,0	39,0	22,6	64,5		
	59,3	53,7	25,0	71,7	27,3								
	54,4	48,1	25,0	73,5	21,0								
	57,6	47,7	21,6	72,0	19,0								

E002.00.05.319 Д1

14-000000

Изм. № подл.				
--------------	--------------	--------------	--------------	--------------

Tabelle 4 (Fortsetzung)

Продолжение табл. 4

I	2	3	4	5	6	7	8	9	10	+350°C			14
										11	12	13	
Норд бл.4													
шов №1	62,2	50,5	24,0	72,5	11,5	3,4	17,6	17,6	52,8	45,1	19,0	64,0	61,6
	64,0	51,3	24,0	71,8	13,3	5,5	21,6	20,4	48,6	43,0	16,7	72,5	61,0
Naht N4	62,2	49,8	25,0	69,7	16,3	3,8	18,6	17,2	51,2	41,8	18,4	64,5	58,5
					16,3								
					14,5								
					12,9								
Норд бл.3													
шов №1	65,0	51,4	22,7	66,4	15,9	6,7	27,1	22,0	51,7	39,8	19,3	68,0	58,7
	63,0	51,4	24,0	70,7	17,3	7,6	25,2	20,6	51,5	40,8	20,6	65,5	61,8
Naht N4	65,0	53,0	22,7	70,2	15,5	3,0	30,2	21,0	51,3	39,0	15,7	64,7	61,8
									51,3	39,8	19,0	72,5	61,8
									53,3	42,7	18,0	67,0	
									54,8	44,3	19,3	65,5	

8002.00.05.319 Л1

Kritische Temperatur der Brüchigkeit

Таблица 5

Критическая температура хрупкости

Tabelle 5

N des Details oder der Schweißnaht

Номер детали или шва	a <sub>H</sub>		a <sub>H</sub>		T <sub>ко</sub>											
		%		%		%		%		%		%		%		
Nord Block 4 Норд бл. 4 II39.01.01.03I	-40°C		-30°C		-20°C		-25°C		+5°C		+10°C				-20°C	
	7,3	23	8,1	23	15,5	46	8,8	31	18,3	90	19,0	100				
	6,7	17	6,1	17	5,4	17	17,3	69	3,0	15	19,0	100				
	1,4	5	3,0	5	7,6	17	5,4	16	20,6	90	20,2	100				
ШОВ №4 Naht N4	-50°C		-35°C		-20°C		-5°C		+10°C		+25°C		+45°C		+70°C	
	0,6	0	0,7	0	1,6	0	3,0	0	4,0	10	3,8	30	6,6	50	9,0	90
	0,5	0	0,7	0	0,6	0	0,8	0	3,6	10	5,4	30	6,0	50	10,8	90

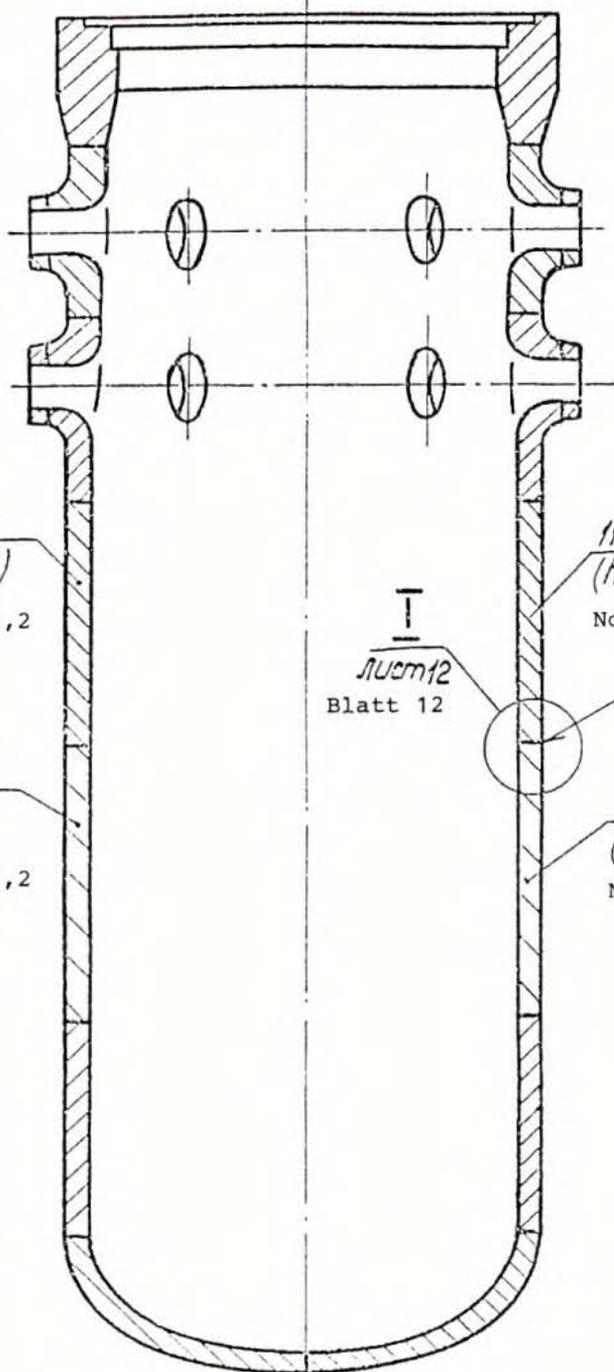
% - процент волокна - % der Faser  
a<sub>H</sub> - ударная вязкость, образцы тип IX, кгсм/см<sup>2</sup>  
Schlagzähigkeit, Muster Typ IX

8002.00.05.319 Д1

Формат А4

Корпус

Reaktorbehälter



112.01.01.031  
(Норд бл. 1,2)

Nord, Blöcke 1,2

113.9.01.01.031  
(Норд бл. 3,4)

Nord, Blöcke 3,4

I  
Blatt 12

Шов №4  
Naht N4

112.01.01.032  
(Норд бл. 1,2)

Nord, Blöcke 1,2

113.9.01.01.032  
(Норд бл. 3,4)

Nord, Blöcke 3,4

Подпись и дата

Изм. №, дата

Изм. №, дата

Подпись и дата

Изм. №, дата

Blatt

8002.00.05.319 Д1

Лист

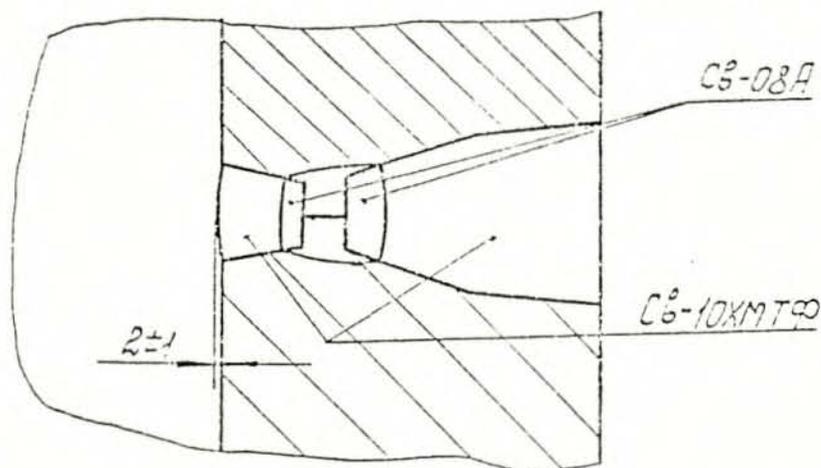
12

Format

Формат А4

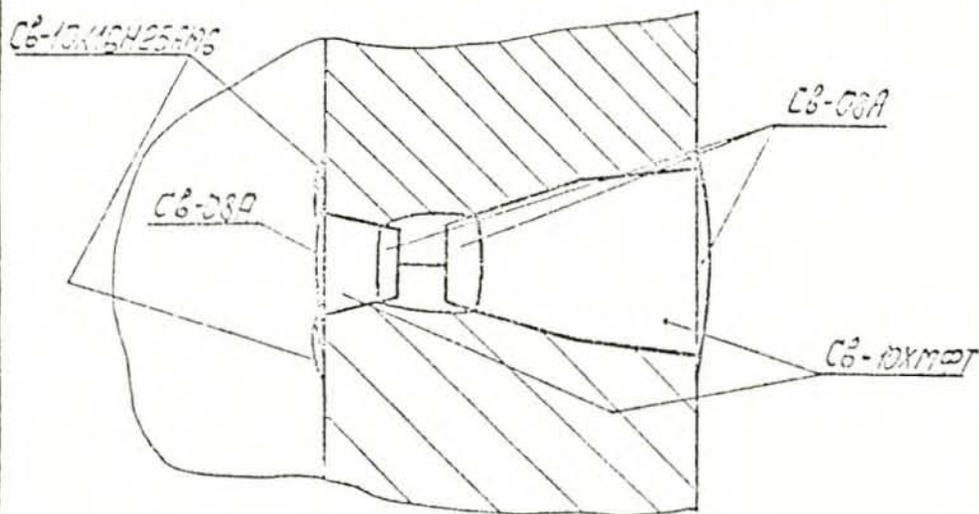
I (Норд бл.1,2), лист 12

Nord, Blöcke 1,2, Blatt 12



I (Норд бл.3,4), лист 11

Nord, Blöcke 3,4, Blatt 11



На А3С Норд бл.3,4 выполнена механическая обработка сварного шва заподлицо с основным металлом

Im KKW Nord, Blöcke 3,4 schließt die Schweißnaht bündig mit dem Grundmetall ab.

8002.00.05.319Д1

13



**ANHANG 2**

Liste der in den RGW-Staaten errichteten,  
in Bau bzw. in Planung befindlichen  
Kraftwerken

Kernkraftwerke in der UdSSR

## Druckwasserreaktoren mit WWER

Standort	KKW Block	Modell	Lei- stung MWe	Inbetrieb- nahme	Anmerkungen
Novovo- ronesh	1	WWER-200	210	9/64	stillge- legt in 87
	2	WWER	365	12/69	Stilllegung in 90
	3	WWER-440/W-230	440	12/71	
	4	WWER-440/W-230	440	12/72	
	5	WWER-1000	1000	5/80	
Kolsk (Kola)	1	WWER-440/W-230	440	6/73	
	2	WWER-440/W-230	440	12/74	
	3	WWER-440/W-213	440	3/81	
	4	WWER-440/W-213	440	10/84	
Armenien	1	WWER-440/W-230	440	12/76	stillge- legt in 89
	2	WWER-440/W-230	440	1/80	stillge- legt in 89
Rovensk (Rovno)	1	WWER-440/W-213	402	12/80	
	2	WWER-440/W-213	416	12/81	
	3	WWER-1000	1000	12/86	
Nikolajev Südukraine	1	WWER-1000	1000	12/82	
	2	WWER-1000	1000	12/85	
	3	WWER-1000	1000	12/86	
Kalinin	1	WWER-1000	1000	5/84	
	2	WWER-1000	1000	12/86	
Saporoshje	1	WWER-1000	1000	12/84	
	2	WWER-1000	1000	7/85	
	3	WWER-1000	1000	12/86	
	4	WWER-1000	1000	12/87	
Balakovsk	1	WWER-1000	1000	12/85	
	2	WWER-1000	1000	10/85	
	3	WWER-1000	1000	12/87	

Standort	KKW Block	Modell	Leistung MWe	Inbetriebnahme	Anmerkungen
Chmelmizk	1	WWER-1000	1000	12/87	
<u>Siedewasserreaktoren</u>					
Dimitroffgrad	1		50	2/65	
<u>Druckröhrenreaktoren RBMK</u>					
Obninsk			5	6/54	stillgelegt
KKW Sibirien Troitsk	1	RBMK	100	9/58	
	2	RBMK	100	1/59	
	3	RBMK	100	1/60	
	4	RBMK	100	1/60	
	5	RBMK	100	1/61	
	6	RBMK	100	1/63	
Belojarsk	1	RBMK	100	4/64	
	2	RBMK	200	12/67	
Bilibinsk	1	RBMK	12	12/73	
	2	RBMK	12	12/74	
	3	RBMK	12	12/75	
	4	RBMK	12	12/76	
Leningrad	1	RBMK 1000	1000	12/73	
	2	RBMK 1000	1000	7/75	
	3	RBMK 1000	1000	2/80	
	4	RBMK 1000	1000	2/81	
Kursk	1	RBMK 1000	1000	12/76	
	2	RBMK 1000	1000	12/78	
	3	RBMK 1000	1000	12/83	
	4	RBMK 1000	1000	12/85	
Tschernobyl	1	RBMK 1000	1000	9/77	
	2	RBMK 1000	1000	12/78	
	3	RBMK 1000	1000	10/83	
	4	RBMK 1000	1000	12/85	Unfall 4/86

Standort	KKW Block	Modell	Lei- stung MWe	Inbetrieb- nahme	Anmerkungen
Smolensk	1	RBMK 1000	1000	11/82	
	2	RBMK 1000	1000	5/85	
Ignalinsk	1	RBMK 1500	1500	12/83	
	2	RBMK 1500	1500	8/87	

## Schnelle Brutreaktoren (SBR)

Standort	KKW Block	Modell	Lei- stung MWe	Inbetrieb- nahme	Anmerkungen
Dimitroffgrad		BOR-60	12	12/69	
Schewtschenko		BN-350	150	7/73	
Belojarsk		BN-600	600	4/80	

## Heizreaktoren AST

Voronesh	1	AST	500 <sup>th</sup>	89
	2	AST	500 <sup>th</sup>	89
Gorky	1	ASt	500 <sup>th</sup>	90
	2	AST	500 <sup>th</sup>	90

23 KKW Blöcke mit WWER-1000 sind in Bau.  
Der Bau von 4 RBMK Blöcken ist eingestellt.

Kernkraftwerke in der DDR

## Druckwasserreaktoren

Standort	KKW Block	Modell	Lei- stung MWe	Inbetrieb- nahme	Anmerkungen
Rheinsberg	1	WWER	70	5/66	Stilllegung in 92
Greifswald (KKW-Nord)	1	WWER-440/W-230	440	12/73	
	2	WWER-440/W-230	440	12/74	
	3	WWER-440/W-230	440	11/77	
	4	WWER-440/W-230	440	8/79	
	5	WWER-440/W-213	440	11/89	
	6	WWER-440/W-213	440	in Bau seit 80	
	7	WWER-440/W-213	440	in Bau seit 81	
	8	WWER-440/W-213	440	in Bau seit 81	
Stendal	1	WWER-1000		in Bau seit 84	
	2	WWER-1000		in Bau seit 84	

Kernkraftwerke in Bulgarien

## Druckwasserreaktoren

Standort	KKW Block	Modell	Lei- stung MWe	Inbetrieb- nahme	Anmerkungen
Kozloduy	1	WWER-440/W-230	440	6/74	
	2	WWER-440/W-230	440	8/75	
	3	WWER-440/W-230	440	12/80	
	4	WWER-440/W-230	440	5/82	
	5	WWER-1000	1000	11/87	
	6	WWER-1000	1000	11/87	
Belene	1	WWER-1000	1000	in Bau seit 83	
	2	WWER-1000	1000	in Bau seit 85	

Kernkraftwerke in Polen

## Druckwasserreaktoren

Standort	KKW Block	Modell	Lei- stung MWe	Inbetrieb- nahme	Anmerkungen
Zarnowic	1	WWER-440/W-213	440	in Bau seit 82	
	2	WWER-440/W-213	440	in Bau seit 82	
	3	WWER-440/W-213	440	in Bau seit 88	
	4	WWER-440/W-213	440	in Bau seit 88	

Kernkraftwerke in der Tschechoslowakei

## Druckwasserreaktoren

Standort	KKW Block	Modell	Lei- stung MWe	Inbetrieb- nahme	Anmerkungen
Bohunice	1	WWER-440/W-230	440	4/79	
	2	WWER-440/W-230	440	1/81	
	3	WWER-440/W-213	440	5/85	
	4	WWER-440/W-213	440	3/86	
Dukovany	1	WWER-440/W-213	440	8/85	
	2	WWER-440/W-213	440	9/86	
	3	WWER-440/W-213	440	5/87	
	4	WWER-440/W-213	440	12/87	
Mochovce	1	WWER-440/W-213	440	10/89	
	2	WWER-440/W-213	440		in Bau seit 83
	3	WWER-440/W-213	440		in Bau seit 85
	4	WWER-440/W-213	440		in Bau seit 85
Temelin	1	WWER-1000	1000		in Bau seit 84
	2	WWER-1000	1000		in Bau seit 85
	3	WWER-1000	1000		in Bau seit 85
	4	WWER-1000	1000		in Bau seit 85

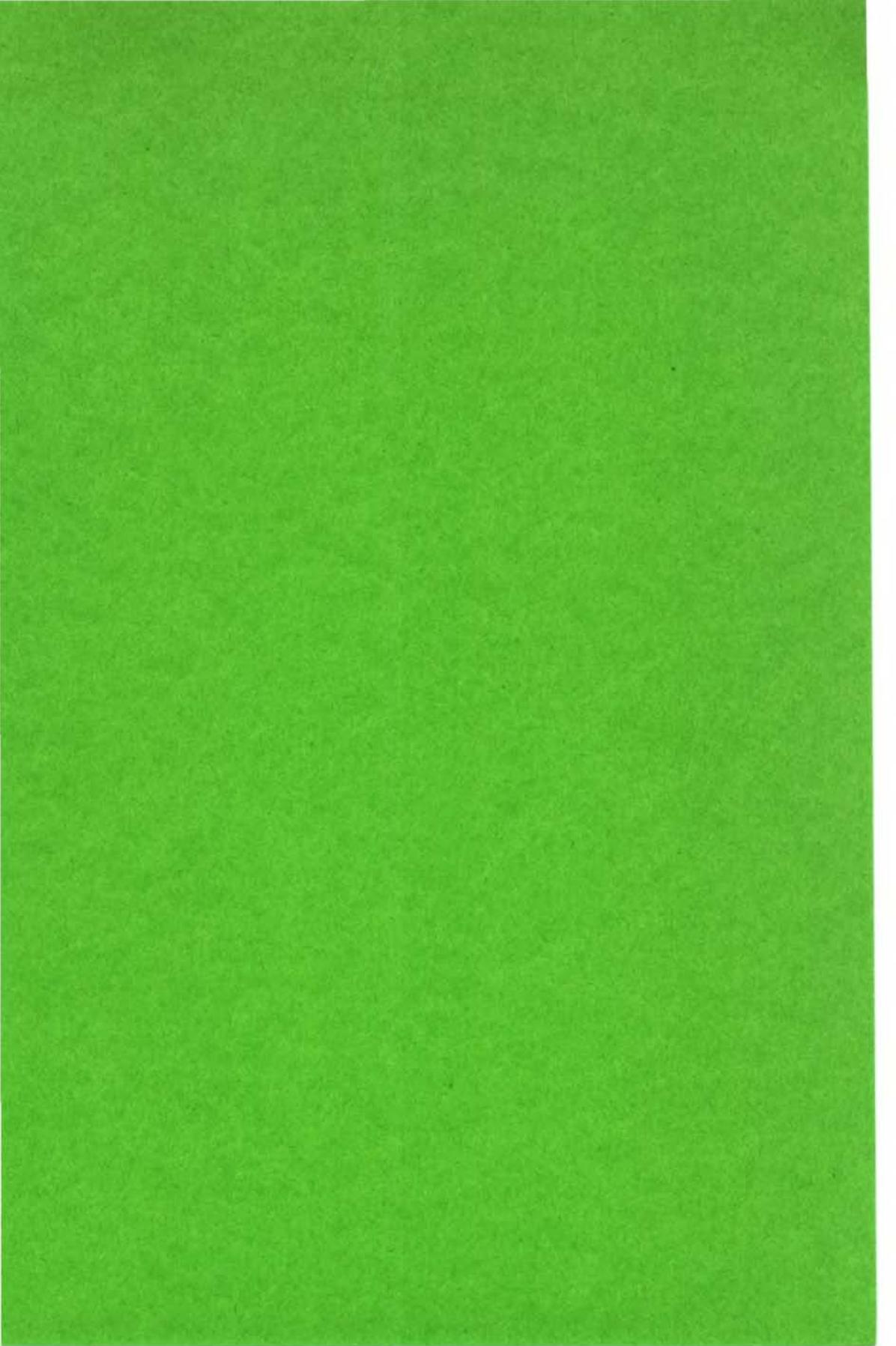
Kernkraftwerke in Ungarn

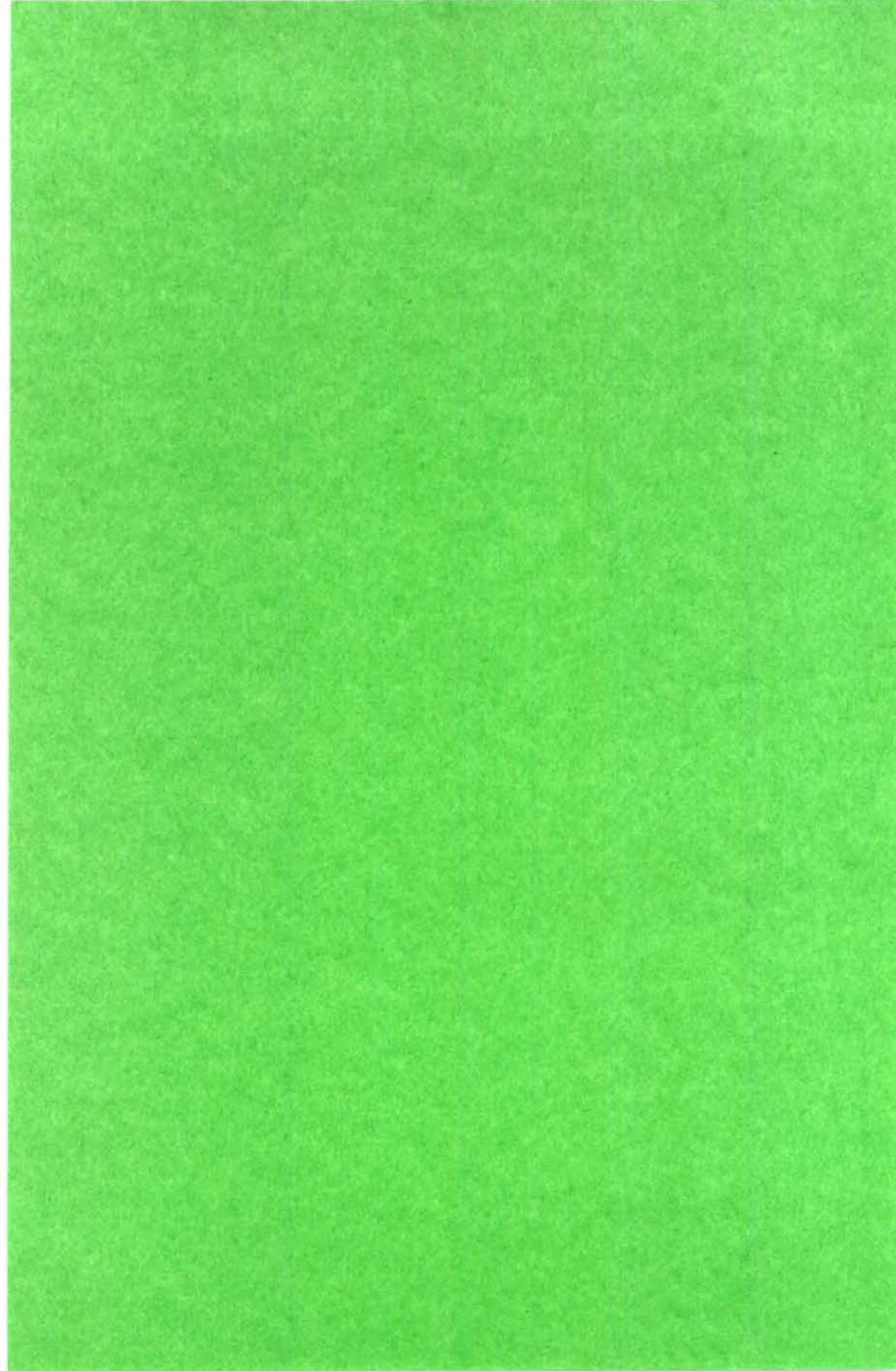
## Druckwasserreaktoren

Standort	KKW Block	Modell	Lei- stung MWe	Inbetrieb- nahme	Anmerkungen
Paks	1	WWER-440/W-213	440	12/82	
	2	WWER-440/W-213	440	9/84	
	3	WWER-440/W-213	440	9/86	
	4	WWER-440/W-213	440	8/87	
	5	WWER-1000	1000		Planung storniert
	6	WWER-1000	1000		Planung storniert

## LITERATURVERZEICHNIS

- /1/ Nagel, D.:  
Nuklear-sicherheitstechnische Ziele und Bewertung der Rekonstruktion der Reaktorblöcke mit W-230  
Vortrag, Arbeitsseminar Greifswald, 25. und 26.1.1990





ZWEITER ZWISCHENBERICHT  
ZUR SICHERHEITSBEURTEILUNG  
DES KERNKRAFTWERKS GREIFSWALD

BLÖCKE 1-4 (WWR-440/W-230)



INHALT

	<u>Seite:</u>
1. EINFÜHRUNG	1
2. BESCHREIBUNG DER ANLAGE (BLÖCKE 1-4)	3
2.1 Grundsaltbild des Kraftwerkes	4
2.2 Sicherheitstechnische Auslegung	9
2.3 Sicherheitstechnische Einrichtungen	10
3. FORDERUNGEN DES SAAS ZUR REKONSTRUKTION UND SICHEREN BETRIEBSFÜHRUNG	17
4. BEURTEILUNG DER DRUCKFÜHRENDEN KOMPONENTEN DES PRIMÄR- UND SEKUNDÄRKREISLAUFS	20
4.1 Primärkreislauf (1. Kreislauf) sowie Teilbereiche des Frischdampf- und Speisewassersystems	20
4.1.1 Ausführung der Kreisläufe	20
4.1.2 Eignung der eingesetzten Konstruktionswerkstoffe	29
4.1.3 Belastungen	37
4.1.4 Zustand der Ausrüstungen und Rohrleitungen	44
4.1.5 Wechselwirkung der Werkstoffe mit dem Medium	48
4.2 Ergänzende Untersuchungen	50
4.3 Sicherheitstechnische Bewertung und erforderliche Maßnahmen	52
5. STÖRFALLANALYSEN	56
5.1 Bewertung vorliegender Störfallanalysen zum Istzustand	56
5.1.1 Kühlmittelverlust aus dem Primärkreislauf innerhalb des Druckraumsystems	57
5.1.2 Schäden an Dampferzeugerheizrohren	59
5.1.3 Kühlmittelverlust aus dem Sekundärkreislauf	60

5.1.4	Primärkühlmittelverlust außerhalb des Druckhaltersystems	63
5.1.5	Reaktivitätsstörfälle	64
5.1.6	Ausfall der Eigenbedarfsversorgung Notstrom (TSA)	65
5.1.7	Ausfall mehrerer Hauptumwälzpumpen (HUP)	65
5.1.8	ATWS-Störfälle	66
5.2	Durchzuführende Störfallanalysen	66
5.3	Stellungnahme zu sicherheitserhöhenden Maßnahmen aus dem 35-Punkte-Programm des SAAS	68
5.4	Thermohydraulik zur Ausbildung von Kaltwasserstrahlen (KWS)	71
5.5	Begleitende Arbeiten zur Verifizierung eingesetzter Rechenprogramme	74
5.6	Sicherheitstechnische Anforderungen	74
6.	DAS DRUCKRAUMSYSTEM ALS SICHERHEITSEINSCHLUSS	75
6.1	Derzeitige Auslegung des Druckraumsystems	76
6.1.1	Prinzipielle Funktion	76
6.1.2	Aufbau	76
6.1.3	Auslegungsstörfälle	77
6.1.4	Dichtheitsanforderungen an das DRS	78
6.1.5	Tragfähigkeit des Gebäudes	78
6.1.6	Abdichtung des DRS/Dichtheitsprüfung	78
6.1.7	Abschluß des DRS im Anforderungsfall	79
6.1.8	Betrieb des DRS	79
6.1.9	Sprinkleranlage	80
6.1.10	Wiederholungsprüfungen	81
6.2	Sicherheitstechnische Bewertung	81
6.2.1	Leckagen des DRS bei Störfällen	81
6.2.2	Isolationsabschluß von Durchdringungen des DRS	82
6.2.3	Überdrucksicherung des DRS	82

6.2.4	Kabeldurchführungen durch das DRS	83
6.2.5	Bauwerksbeanspruchungen	83
6.2.6	Sprinklersystem und Kühler	84
6.2.7	Sumpfabfluß	84
6.2.8	Erweitertes Spektrum möglicher Störfälle	85
6.2.9	Entstehung brennbarer Gasgemische im DRS	85
6.3	Thermohydraulische Analysen	86
6.3.1	Vorliegende Untersuchungen	86
6.3.2	Absichernde Analysen	87
6.3.2.1	Durchgeführte Vergleichsanalysen	87
6.3.2.2	Ergebnisse der vergleichenden GRS-Analysen	88
6.3.3	Ausblick auf weitere Analysen	98
6.4	Sicherheitstechnische Anforderungen	98
6.4.1	Kurzfristig zu realisierende Maßnahmen	98
6.4.2	Längerfristig zu realisierende Maßnahmen	100
7.	SYSTEMTECHNIK	101
7.1	Einführung	101
7.2	Auslösende Ereignisse	101
7.3	Ereignisabläufe	104
7.3.1	Leck $\leq$ NW 200 (314 cm <sup>2</sup> )	104
7.3.2	Leck $\leq$ NW 32 (8 cm <sup>2</sup> ) mit einseitiger Ausströmung	106
7.3.3	Leck am Druckhalter $\leq$ NW 90 (64 cm <sup>2</sup> )	108
7.3.4	Leck an einem Dampferzeuger-Heizrohr $\leq$ NW 13 (1,3 cm <sup>2</sup> )	108
7.3.5	Lecks an mehreren Dampferzeuger-Heizrohren	109
7.3.6	Lecks über Anschlußleitungen des Primärkreis- laufes, die aus dem Druckraumsystem führen	110
7.3.7	Notstromfall	112
7.3.8	Ausfall Hauptwärmesenke	113
7.3.9	Ausfall Hauptspeisewasser	113
7.3.10	Überspeisung Druckhalter	114
7.3.11	Ausfall eines Turbosatzes	115

	<u>Seite:</u>	
7.3.12	An- und Abfahrvorgänge	115
7.3.13	Leck einer Frischdampfleitung (verschiedene Lecklagen)	115
7.3.14	Leck des Frischdampf-Sammlers	116
7.3.15	Leck einer Speisewasser-Leitung (verschiedene Lecklagen)	117
7.3.16	Leck eines der drei Speisewasser-Sammler	118
7.3.17	Ausfall Technisch-Wasser-System	118
7.3.18	Ausfall mehrerer Hauptumwälzpumpen	119
7.3.19	Ausfall der sicheren Drehstrom-Hauptverteilung 380 V bzw. der Gleichstrom-Hauptverteilung 220 V	120
7.3.20	Reaktivitätsstörungen	120
7.3.21	Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorabschaltung (ATWS)	121
7.4	Leittechnik und elektrische Energieversorgung	122
7.4.1	Leittechnik	122
7.4.2	Elektrische Energieversorgung	131
7.5	Ergonomische Gesichtspunkte	136
7.5.1	Einleitung	136
7.5.2	Störfalldiagnosehilfen	137
7.5.3	Betriebsvorschriften für Störfälle	138
7.5.4	Qualifikation und Training des Bedienerpersonals	139
7.5.5	Gestaltung der Blockwarte	140
7.6	Empfohlene Ertüchtigungsmaßnahmen	141
7.6.1	Reaktorabschaltsystem	142
7.6.2	Notkühlsystem	142
7.6.3	Notspeisesystem/Frischdampfsystem	143
7.6.4	Technisch-Wasser-System/Zwischenkühlkreislauf (ZKKL-KKW)	144
7.6.5	Überdruckklappen und Gebäudeabschluß der Lüftungsleitungen des Druckraumsystems	144
7.6.6	Leittechnik	145
7.6.7	Elektrotechnik	146
7.6.8	Administrative Maßnahmen	148

	<u>Seite</u>	
8.	ÜBERGREIFENDE EINWIRKUNGEN	150
8.1	Beurteilung der derzeitigen Auslegung	150
8.1.1	Anlageninterne übergreifende Einwirkungen	150
8.1.1.1	Brand	150
8.1.1.2	Überflutung	155
8.1.1.3	Andere interne Einwirkungen	159
8.1.2	Äußere Einwirkungen	159
8.2	Kurzfristig erforderliche Brandschutz- maßnahmen	160
8.2.1	Brandfrüherkennung	161
8.2.2	Passiver Brandschutz	161
8.2.3	Brandbekämpfung	162
8.2.4	Besondere Brandschutzmaßnahmen für den Kabelboden (E 102)	163
8.2.5	Räumliche Trennung redundanter sicher- heitsrelevanter Systeme	164
8.3	Kurzfristig erforderliche Maßnahmen gegen Überflutung	164
8.4	Sicherheitserhöhende Maßnahmen für eine Rekonstruktion	164
9.	BETRIEBSERFAHRUNG	166
9.1	Erfassung und Meldung von Störfällen im Kernkraftwerk Greifswald	166
9.2	Ereignisauswahl	168
9.3	Ausgewählte Ereignisse	170
9.3.1	Ausfall eines Turbosatzes	170
9.3.2	Ausfall der Speisewasserversorgung mit Havariespeisewassereinspeisung	173
9.3.3	Überspeisung der Dampferzeuger	175
9.3.4	Überspeisung des Druckhalters	178
9.3.5	Lecks im 1. Kreislauf	180
9.3.6	Lecks im 2. Kreislauf	182
9.3.7	Ausfall von Hauptumwälzpumpen	186

	<u>Seite</u>	
9.3.8	Verringerung der Abschaltreaktivität bei Stillstand des Reaktors durch Einspeisen von Chemikalien und Deionat	188
9.3.9	Unberechtigtes Entriegeln von Auslösekriterien im Reaktorschutz und Entriegeln/ Umschalten bei Wartung	193
9.3.10	Störungen in der Eigenbedarfsversorgung einschließlich der Dieselnostromversorgung (6 kV)	199
9.3.11	Ausfälle in der sicheren Wechselstromversorgung (0,4 kV)	201
9.3.12	Störungen in der unterbrechungslosen Stromversorgung (Gleichstromversorgung 220 V)	206
9.4	Empfohlene Ertüchtigungsmaßnahmen	211
9.4.1	Kurzfristig erforderliche Maßnahmen	211
9.4.2	Langfristig erforderliche Maßnahmen	214
10.	ZUSAMMENFASSUNG	216
10.1	Bewertung der Ergebnisse	216
10.2	Empfohlene Ertüchtigungsmaßnahmen	217
10.3	Weiterführung der Untersuchungen	237
 ANHANG 1		
Stellungnahme der sowjetischen Experten zum Zweiten Zwischenbericht zur Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerkes Greifswald Blöcke 1-4 (WWER-440/W-230)		A 1-1

**ANHANG 2**

**Kurzbeschreibung der eingesetzten Analysehilfsmittel**

1. Kurzbeschreibung des Programms BRACO-1
2. Kurzbeschreibung des Programms COFLOW
3. Kurzbeschreibung des Programms RALOC

**LITERATURVERZEICHNIS**

**ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS**



## 1. EINFÜHRUNG

Im Rahmen der Zusammenarbeit mit der Deutschen Demokratischen Republik auf dem Gebiet der Sicherheit von Kernkraftwerken hat der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mit einer Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Blöcke 1-4, beauftragt.

Die hierzu erforderlichen Arbeiten werden gemeinsam mit dem Staatlichen Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS) der Deutschen Demokratischen Republik unter Einbeziehung von Experten der zuständigen Institutionen der UdSSR sowie mit Unterstützung durch Vertreter des Kernkraftwerks Greifswald durchgeführt. An verschiedenen Beratungen haben auch französische Experten vom Institut de Protection et de Sureté Nucleaire (IPSN) teilgenommen.

Von der GRS sind zur Bearbeitung einzelner Teilaufgaben Sachverständige der Technischen Überwachungsvereine Bayern und Norddeutschland, des Rheinisch Westfälischen Technischen Überwachungsvereins sowie der Materialprüfanstalt Stuttgart (MPA) hinzugezogen.

Mit den Arbeiten wurde im Januar dieses Jahres begonnen. Eine Stellungnahme zu sicherheitstechnischen Problemen, die im Rahmen dieser Arbeiten zu untersuchen sind, wurde kurzfristig in einem ersten Zwischenbericht vom 15.2.1990 vorgelegt und veröffentlicht. Grundlage dieser Stellungnahme waren Erkenntnisse, die während eines vom SAAS im Kernkraftwerk Greifswald veranstalteten Arbeitsseminars (25. und 26. Januar 1990) in daran anschließenden Fachgesprächen und aus kurzfristig verfügbaren Unterlagen gewonnen wurden. Die Stellungnahme befaßte sich vorrangig mit einer Beurteilung der druckführenden Komponenten des Primärkreislaufs, insbesondere der Kenntnisse zum Stand der aus der Neutronenbestrahlung verursachten Materialversprödung der Reaktordruckbehälter der Blöcke. Darüber hinaus wurden erste Einschätzungen zu einzelnen Aspekten der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlagen vorgenommen.

Aufgrund der anzunehmenden Werte der Sprödbruchübergangstemperatur der kernnahen Schweißnähte der Reaktordruckbehälter der Blöcke 2 und 3 und unter Berücksichtigung der Unsicherheiten bei Werkstoffdaten und

bisher vorliegenden Prüfergebnissen und Analysen wurde im ersten Zwischenbericht eine vorsorgliche Unterbrechung des Betriebes für die Blöcke 2 und 3 empfohlen.

Im zweiten Zwischenbericht wird ein Überblick über den Stand der weitergeführten Untersuchungen gegeben. Der Bericht befaßt sich vor allem mit der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage und der Auswertung der Betriebserfahrungen.

Zum Verständnis der Ausführungen in den Fachkapiteln (Kap. 4-9) enthält Kapitel 2 eine knappe Beschreibung zum Grundkonzept und zur sicherheitstechnischen Auslegung der Blöcke 1-4, der Druckwasserreaktoren WWER-440/W-230 (WWER-Reaktoren der ersten Generation).

Kapitel 3 enthält eine Darstellung der von den Staatlichen Kontrollorganen der RGW-Länder, in denen Reaktoren der Baulinie WWER-440/W-230 betrieben werden (Bulgarien, DDR, UdSSR und CSFR), vereinbarten Grundsätze zur Rekonstruktion und sicheren Betriebsführung. Darüber hinaus werden die vom SAAS für die Blöcke 1-4 zusätzlich festgelegten Maßnahmen erläutert, mit denen die Sicherheit der Anlage bis zur Realisierung der geplanten Rekonstruktionsmaßnahmen gewährleistet werden soll.

Für die Untersuchungen wurden von der GRS und dem SAAS unter Einbeziehung weiterer Institutionen Arbeitsgruppen zu folgendem Themenbereichen gebildet:

- Druckführende Komponenten
- Störfallanalyse
- Sicherheitseinschluß (Druckraumsystem)
- Systemtechnik (Verfahrenstechnik, Elektrotechnik, Leittechnik)
- Übergreifende Einwirkungen
- Auswertung von Betriebserfahrungen.

In den Arbeitsgruppen erfolgten ausführliche Beratungen und Untersuchungen der Probleme. Zur Beurteilung der druckführenden Komponenten und der damit zusammenhängenden Werkstofffragen wurden intensive Diskussionen auch mit sowjetischen und französischen Experten geführt.

Gemeinsame Sitzungen aller Arbeitsgruppen haben am 7. und 8. März sowie am 3. und 4. Mai 1990 beim SAAS in Berlin stattgefunden. Daran haben sowjetische Experten sowie am 3. und 4. Mai auch französische Fachleute teilgenommen. Des weiteren fand am 22. und 23. Mai 1990 in Moskau eine Erörterung der Untersuchungsergebnisse mit sowjetischen Experten statt.

Beim gegenwärtigen Stand der Arbeiten kann noch keine abschließende Bewertung aller Sicherheitsfragen des KKW Greifswald, Blöcke 1-4 vorgenommen werden. Zu einer Reihe von Einzelfragen ist die Prüfung weiterer Unterlagen erforderlich. Verschiedene Probleme und Themenbereiche konnten aus Zeitgründen noch nicht behandelt werden. Dies betrifft z.B. Untersuchungen zur Festigkeitsbeurteilung sicherheitsrelevanter Gebäudestrukturen.

Für eine abschließende und vollständige Sicherheitsbeurteilung sind weitere Arbeiten erforderlich. Zu nennen sind z.B. ergänzende Untersuchungen zum Werkstoffverhalten, anlagendynamische Analysen zur Wirksamkeit von Sicherheitssystemen und weitergehende Auswertungen vorliegender Betriebserfahrungen. Die hierzu notwendigen längerfristigen Untersuchungen werden im Bericht näher beschrieben und spezifiziert. Die Untersuchungen sollen in einem gemeinsamen GRS-SAAS-Arbeitsprogramm unter Einbeziehung sowjetischer und französischer Experten durchgeführt werden.

Aus den in den Arbeitsgruppen gewonnenen Erkenntnissen werden jeweils am Ende der Fachkapitel die abgeleiteten Empfehlungen für sicherheitstechnisch notwendige Ertüchtigungsmaßnahmen zusammengestellt. Dabei wird allgemein zwischen kurzfristig und langfristig erforderlichen sicherheitstechnischen Maßnahmen unterschieden. In Kapitel 10, der zusammenfassenden Beurteilung, werden die in den Fachkapiteln aufgeführten Empfehlungen in drei Kategorien von Maßnahmen gegliedert und zusammenfassend bewertet.

## 2. BESCHREIBUNG DER ANLAGE (BLÖCKE 1 - 4)

Die Blöcke 1-4 des Kernkraftwerks Greifswald sind mit Druckwasserreaktoren sowjetischer Bauart, den Reaktoren WWER-440/W-230 ausgerüstet.

Im folgenden werden die wichtigsten anlagentechnischen Merkmale und sicherheitstechnischen Einrichtungen beschrieben.

## 2.1 Grundschalbild des Kraftwerks

Bild 2-1 zeigt einen Gebäudequerschnitt für die Anlage WWER-440/W-230. Jeder Block besitzt zwei Kreisläufe, das Primärsystem (1. Kreislauf, siehe Bild 2-2) und das Speisewasser-Dampfsystem (2. Kreislauf, siehe Bild 2-3). Die Einrichtungen des 1. Kreislaufs sind von einem Druckraumsystem (Sicherheitseinschluß) umgeben, die Einrichtungen des 2. Kreislaufs befinden sich im Maschinenhaus.

Tabelle 2-1 enthält einige Datenangaben zur Auslegung der Reaktoren WWER-440/W-230. WWER-Kernkraftwerke der 440er Klasse werden als Doppelblock-Anlagen errichtet. Charakteristisch für diese Bauweise ist die bauliche Anordnung der beiden Reaktoranlagen in einer gemeinsamen Reaktorhalle. Beide Reaktoren verfügen sowohl über unabhängige und separate als auch über gemeinsam benutzbare Betriebssysteme und sicherheitstechnische Einrichtungen.

Der 1. Kreislauf besteht aus einem wassergekühlten- und wassermoderierten Leistungsreaktor mit 6 Hauptumwälzschleifen (HUL). Jede HUL umfaßt eine Hauptumwälzpumpe (HUP), einen Dampferzeuger (DE), zwei Absperrschieber (HAS) mit elektrischem Antrieb zur Absperrung der HUL der NW 500 am Reaktordruckbehälter (RDB).

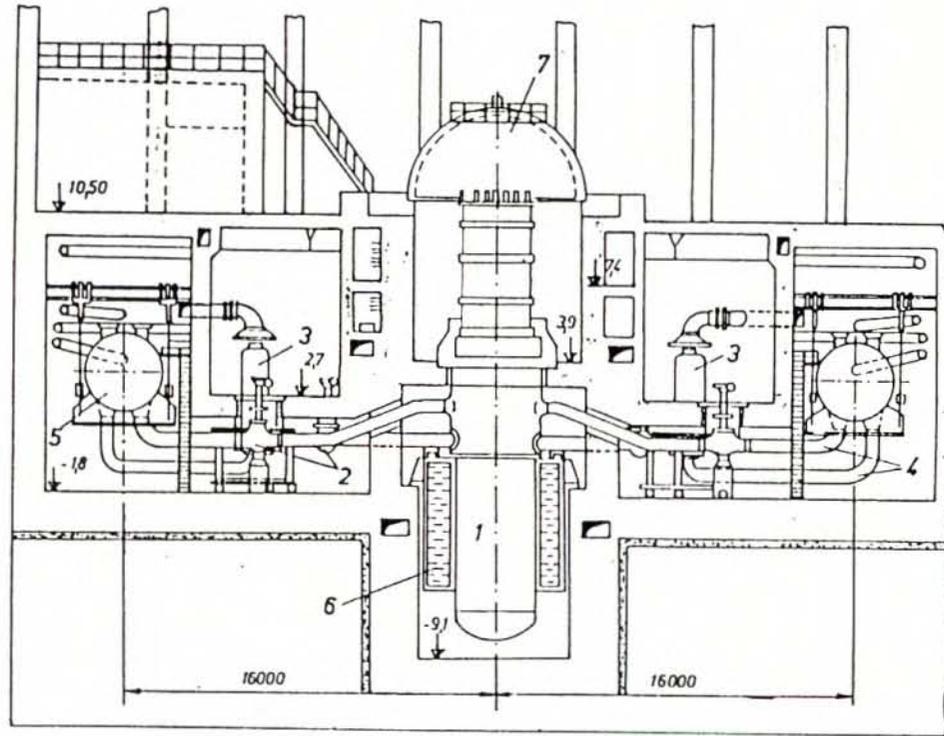
Zum Ausgleich von Druck- und Volumenschwankungen besitzt der 1. Kreislauf einen Druckhalter (DH), der über zwei Rohrleitungen NW 200 an eine HUL angeschlossen ist und mit Sicherheitsventilen (2 Sicherheitsventile, Fa. Sempell) ausgerüstet ist. Diese blasen in einen Abblasebehälter ab.

Der 2. Kreislauf umfaßt den Sekundärteil des Dampferzeugers, das Frischdampf-System, die Turbogeneratoren, die Kondensat- und Speisewassersysteme sowie die Hilfsausrüstungen des maschinentechnischen Teils. Jedem Block sind 2 Turbogeneratoren von je 220 MW Leistung zugeordnet, die mit Sattedampf von 4,4 MPa arbeiten.

Tabelle 2-1:

Hauptkennziffern des 440-MW-Blocks WWER-440/W-230 (Blöcke 1-4)

Kennziffer/Bezeichnung	Maßeinheit	
Typ des Reaktors		WWER-440
Leistung des Reaktors		
- thermisch	MW	1375
- elektrisch	MW	440
Druck im 1. Kreislauf	MPa	12,3
Wassertemperatur am Reaktoraustritt	°C	293
Mittlere Wasseraufwärmung in der Spaltzone	K	28
Anzahl der Schleifen		6
Frischdampfparameter vor der Turbine		
- Druck	MPa	4,3
- Temperatur	°C	254
Speisewassereintrittstemperatur	°C	222
Typ der Turbinen		K-220-44
Anzahl der Turbinen	Stck.	2
Leistung einer Turbine	MW	220
Typ der Generatoren		TWW-200-2
Generatorspannung	kV	15,75
Einspeisespannung in das Verbundsystem	kV	220 (TS 1-5)
	kV	380 (TS 6-8)
Wirkungsgrad		
- brutto	%	32
- netto	%	30

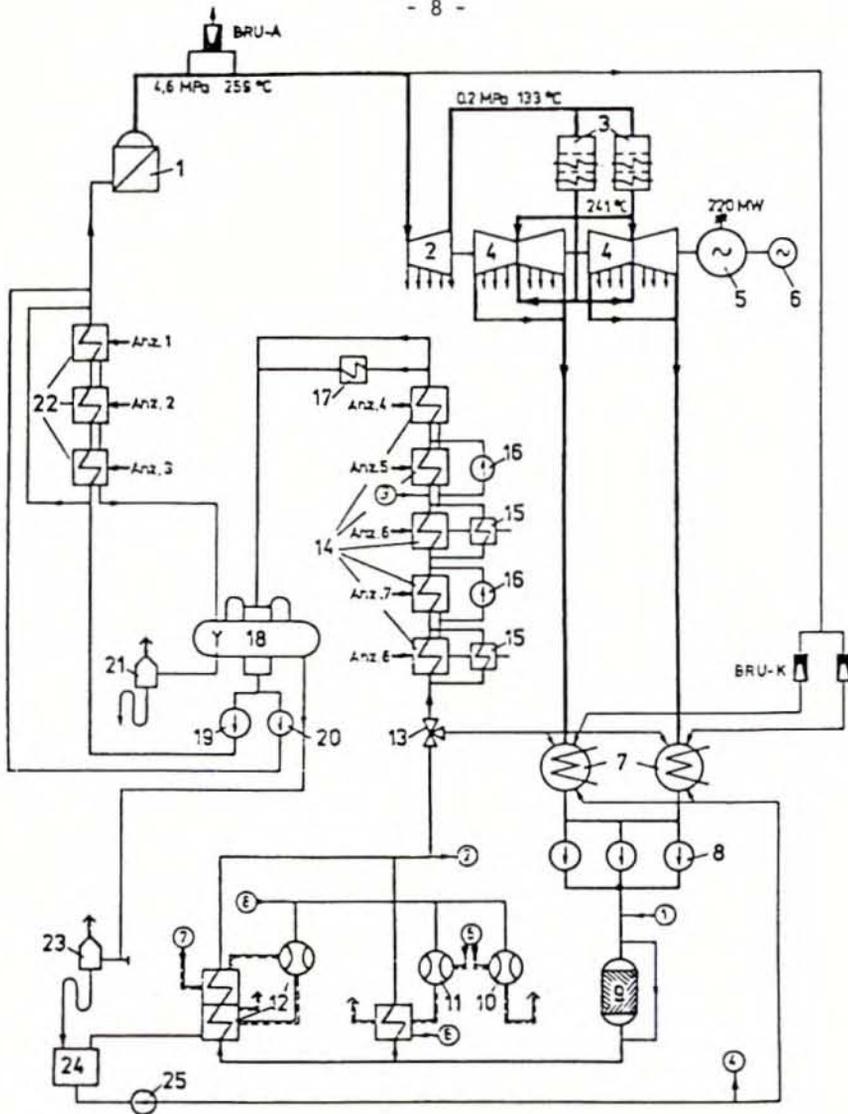


1 Reaktor; 2 Hauptabsperrschieber; 3 Hauptumwälzpumpe; 4 Hauptumwälzleitung; 5 Dampferzeuger; 6 Ringwasserbehälter; 7 Schutzhaube

Bild 2-1:

Räumliche Anordnung (Seitenansicht)





- 1 Dampferzeuger. 2 HD-Teil Turbine. 3 Separator-Zwischenüberhitzer. 4 ND-Teil Turbine. 5 Generator. 6 Eigenbedarfsgenerator. 7 Turbinenkondensator. 8 Turbinenkondensatpumpe. 9 Kondensatreinigungsanlage (Mischbetaustauscher). 10 Anfahrtdampfstrahler. 11 Hauptdampfstrahler. 12 Stopfbuchsdampfstrahler. 13 Dreiwegeventil. 14 ND-Vorwärmer. (NDV 1 - 5). 15 Kondensatkühler NDV 1 u. 3. 16 Heizkondensatpumpen NDV 2 u. 4. 17 Brüdenkondensator. 18 Speiswasserbehälter (SWB) m. Entgaser. 19 Speiswasserpumpe. 20 Havariespeiswasserpumpe. 21 Überlaufentspanner. 22 HD-Vorwärmer (HDV 1 - 3). 23 Kondensattiefbehälter-Entspanner. 24 Kondensattiefbehälter. 25 Kondensattiefbehälter-Pumpe.

- ① Von Fernwärmeauskopplung (PAE) Bl. 1 - 3. ② Zum Regenerativ-Absalzkühler SWA5. ③ Vom Regenerativ-Absalzkühler SWA5. ④ Zum SWB. ⑤ Vom Kondensator. ⑥ Zum Kondensator. ⑦ Vom Stopfbuchsdampf-Sammler.

Bild 2-3:

Grundschriftbild 2. Kreislauf

Die Energieableitung an das Verbundsystem erfolgt mit 220 kV bzw. 380 kV, die Eigenbedarfsversorgung ist mit Spannungen von 6 kV, 380/220 V und 220 V Gleichstrom verwirklicht. Des weiteren erfolgt eine Energieabgabe von 200 MW thermisch an ein Fernwärmenetz.

Zur Versorgung mit Kühlwasser und Technisch-Wasser (Nebenkühlwasser) besteht eine Durchflußkühlung mit Meerwasser aus dem Greifswalder Bodden über ein Einlaufbauwerk.

## 2.2 Sicherheitstechnische Auslegung

Bei der sicherheitstechnischen Auslegung der sowjetischen Druckwasserreaktoren des Typs WWER-440/W-230 wurde von Anforderungen ausgegangen, die seinerzeit in der UdSSR für Planung und Bau dieser Reaktoranlagen bestanden. Dazu gehören unter anderem folgende im Technischen Projekt der UdSSR genannte Prinzipien:

- Aufgrund der zur Sicherung der zuverlässigen Konstruktion des Primärkreislaufs ergriffenen Maßnahmen und der beim Bau von Reaktoranlagen in der UdSSR gesammelten Erfahrungen sind Schäden wie Abriß großer Rohrleitungen (NW 200, NW 500) und entsprechender Großausrüstungen (Reaktordruckbehälter, Pumpen-, Schiebergehäuse) wenig wahrscheinlich. Daher werden Störfälle mit einem solchen Ausgangsereignis im Projekt nicht berücksichtigt.
- Bei der Behandlung von Störfallsituationen werden Fälle, in denen redundante Systeme und passive Ausrüstungen versagen, nicht untersucht.

Daraus resultieren im Vergleich zu heutigen Sicherheitsanforderungen an Druckwasserreaktoren folgende Defizite:

- nicht ausreichender Sicherheitseinschluß
- geringe Kapazität der Sicherheitssysteme
- geringe Redundanz der Sicherheitssysteme
- Vermaschung der Sicherheitssysteme
- Vermaschung von Sicherheits- und Betriebssystemen
- keine physische Trennung redundanter Systeme
- keine unabhängige Langzeitnotkühlung.

Andererseits verfügen die Anlagen über Eigenschaften, die sicherheitstechnisch positiv sind. Dazu gehören

- die Absperrbarkeit der einzelnen Schleifen des Primärkreislaufs
- die verhältnismäßig geringe Leistungsdichte der Spaltzone
- die verhältnismäßig kurze Spaltzone
- stark gedämpftes Schwingungsverhalten der Leistung innerhalb des Kerns
- der große Speisewasserinhalt der Dampferzeuger.

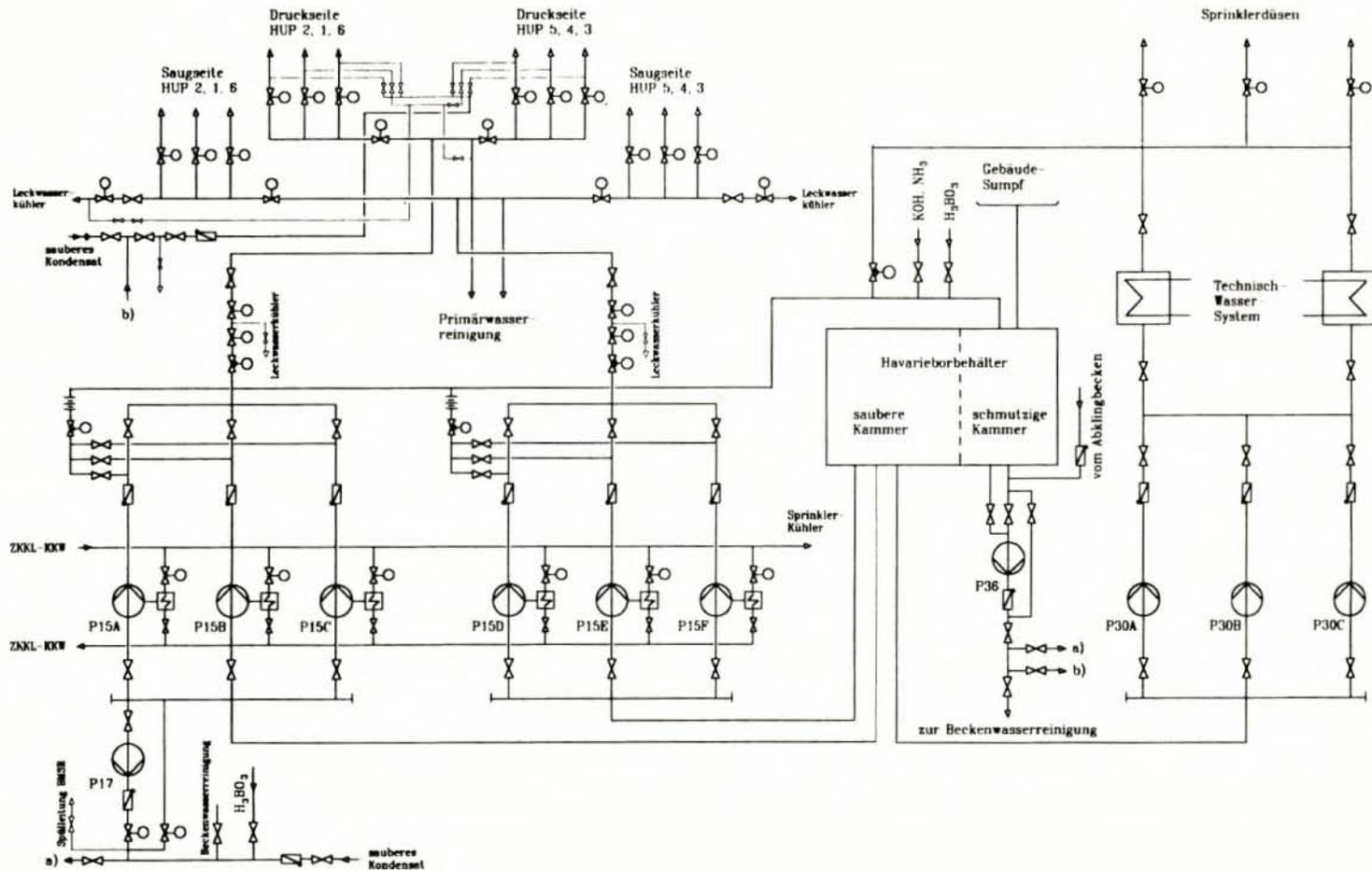
### 2.3 Sicherheitstechnische Einrichtungen

- Notkühlsystem (Havarie-Boreinspeisesystem)

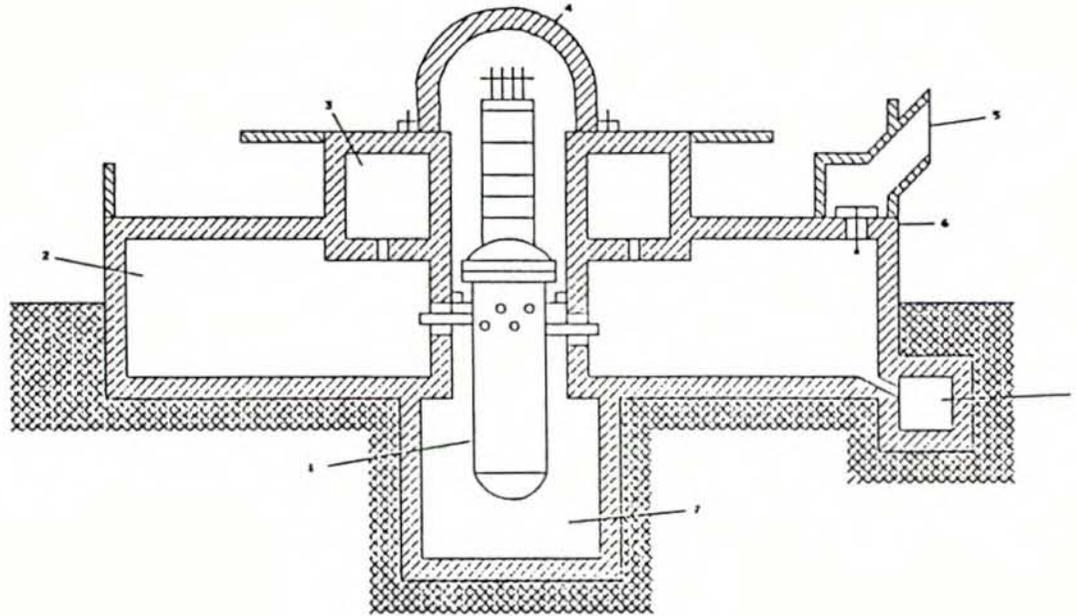
Im Notkühlsystem (Bild 2-4) sind 6 Pumpen zum Einspeisen in den 1. Kreislauf vorhanden, die gemeinsam nebeneinander aufgestellt sind. Je 3 Pumpen bilden eine Einheit und saugen über eine Leitung aus einem Borwasserbehälter an, der für alle Pumpen als Vorrat dient, und speisen über zwei Sammler in den 1. Kreislauf ein. Neben den Boreinspeisepumpen sind 3 Sprinklerpumpen mit je 2 Kühlern vorhanden, die ebenfalls aus dem genannten Borwasserbehälter ansaugen und bei Leckstößen Borwasser in das Druckraumsystem des Reaktorgebäudes einsprühen, um einen Druckaufbau zu begrenzen.

- Sicherheitseinschluß (Druckraumsystem)

Das Druckraumsystem (Bild 2-5) ist ein abgeschlossenes Raumsystem, welches als Sicherheitseinschluß die Hauptanlagen des Primärkreislaufs (Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Hauptumwälzpumpen, Hauptabsperrschiebern, Druckhalter, Havarie-Borbehälter, Primärwassereinspeisungsanlage) umschließt. Die Räume haben ein Gesamtnettovolumen von ca. 14.000 m<sup>3</sup> und sind für einen Überdruck von 1 bar ausgelegt. Zwischen den nicht begehbaren Räumen, den begehbaren Räumen und der Atmosphäre wird ein gestaffelter Unterdruck durch Lüftungsanlagen gehalten. Verlustwärme wird über Umluftanlagen mit Kühler abgeführt. In der Box der Dampferzeuger und Hauptumwälzpumpen sind drei Düsenstränge eines Sprinklersystems angeordnet (Druckabbau, Jodbindung). Das Druckraumsystem ist über neun Klappen mit der Umgebung verbunden. Beim maximalen Auslegungstör-



**Bild 2-4:**  
 Prinzipschaltbild Notkühlsystem und Sprinkleranlage



- 1 Reaktor
- 2 Dampferzeuger
- 3 Raum für Antriebe
- 4 Schutzhaube
- 5 Ausblaseschacht
- 6 Überdruckklappen
- 7 Reaktorschacht
- 8 Vorratsbehälter der Reaktornotkühlung/Sumpf

Bild 2-5:

Druckraumsystem des W-230, KKW Greifswald, Blöcke 1-4

fall "Abriß einer Anschlußleitung an den Primärkreislauf NW 100 mit Ausflußbegrenzer NW 32" und unterstellter Wirksamkeit der Sprinkleranlage kommt es nicht zum Öffnen der Klappen. Bei Versagen des Sprinklersystems beim Auslegungsstörfall kommt es zum Öffnen einer Klappe. Das Öffnen aller Klappen schützt die Druckräume beim Bruch der größten Anschlußleitung NW 200 an der Hauptumwälzleitung im nicht absperrbaren Bereich.

- Notspeisewasserversorgung (Havarie-Speisewassersystem)

Das Havarie-Speisewassersystem (Bild 2-6) besteht aus 2 Pumpen, die neben den Hauptspeisewasserpumpen im Maschinenhaus aufgestellt sind. Die Rohrleitungen sind saug- und druckseitig vermascht.

- Kühlwasserversorgung (Technisch-Wasser-System)

Im Technisch-Wasser-System (Bild 2-7) sind 5 Pumpen für einen Doppelblock vorhanden, die, in einem gemeinsamen Raum aufgestellt, druckseitig auf einen Sammler speisen und von dort alle Verbraucher eines Blocks (Betriebs- und Sicherheitssysteme) über einen Strang mit Kühlwasser versorgen.

- Elektrische Energieversorgung (Bild 2-8)

1. Netzanbindung: Es ist ein Anfahrnetzanschluß vorhanden. Für die Hauptnetzanschlüsse sind Generatorschalter nachgerüstet worden. Damit ist eine zuverlässige Trennung des Generators vom Netz gewährleistet und die Eigenbedarfsversorgung des Blocks aus dem Netz möglich. Die Leistungsabgabe der Blöcke erfolgt in das 220 kV- und das 380 kV-Netz.
2. Eigenbedarfsanlage: Es bestehen Verbindungsmöglichkeiten zum Nachbarblock. Im Notstromfall wird die Auslaufenergie der Turbogeneratoren zum zeitlich begrenzten Weiterbetrieb der Hauptkühlmittelpumpen genutzt.

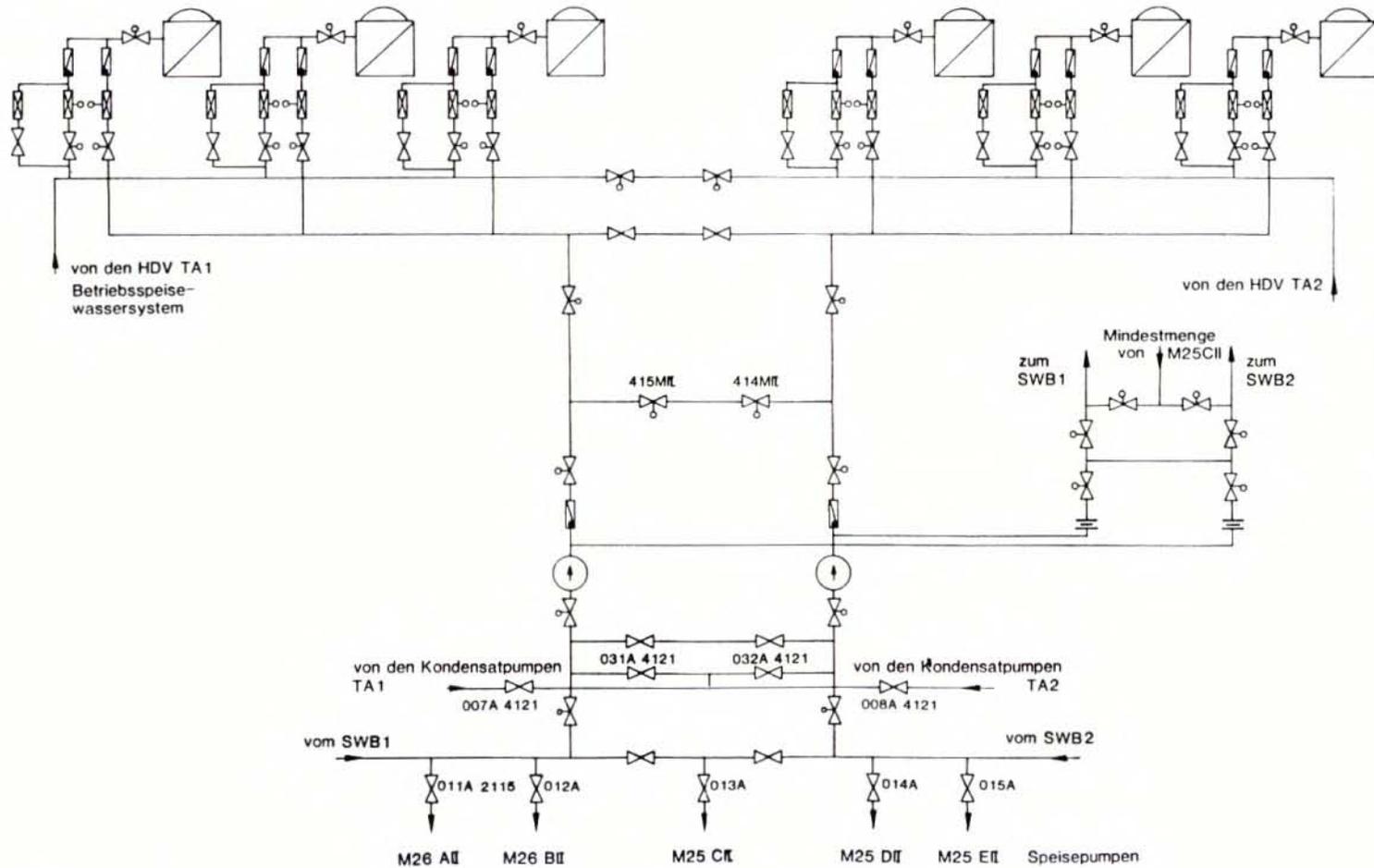
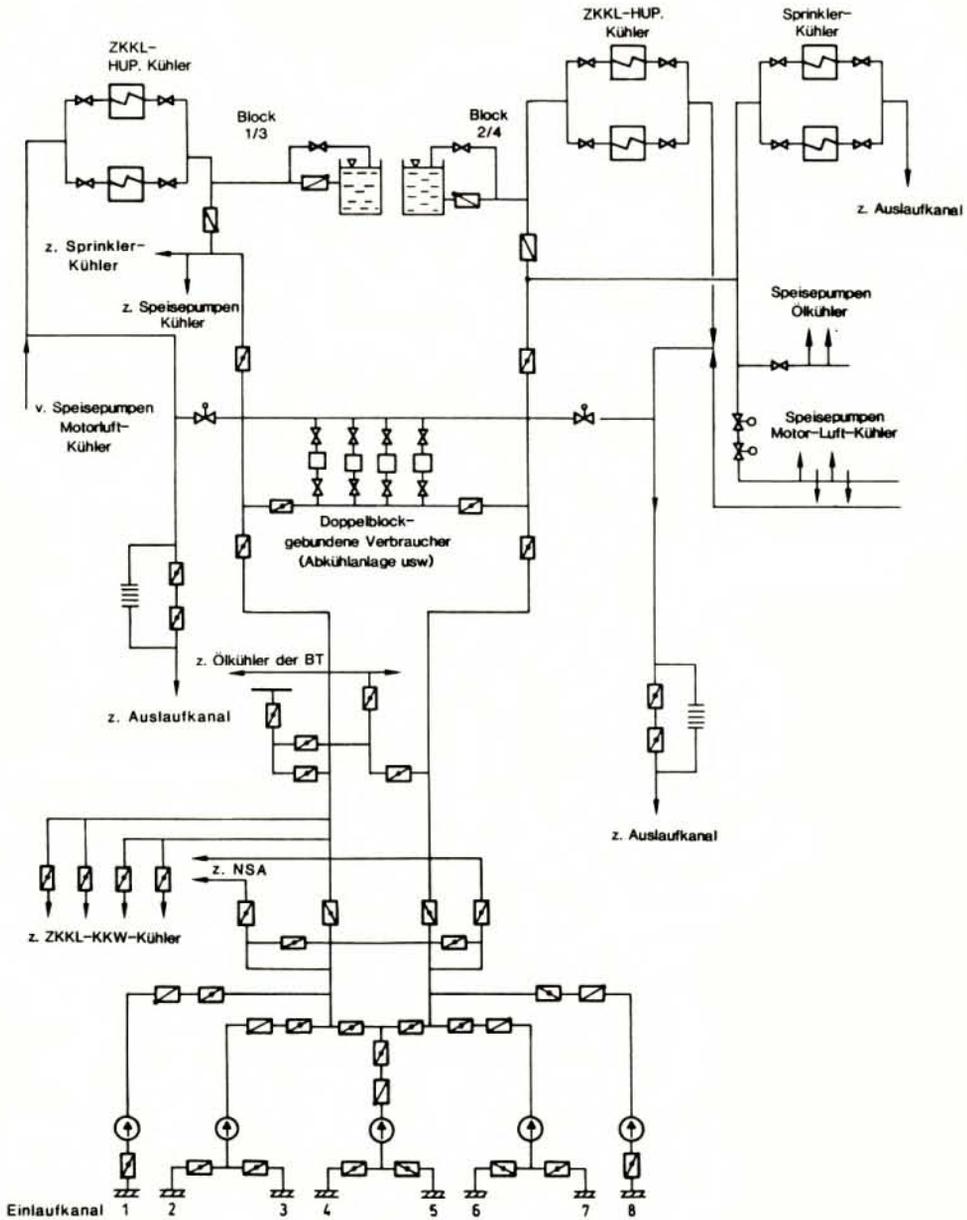


Bild 2-6:

Prinzipschaltbild Havariespeisepumpen



**Bild 2-7:**

Prinzipschaltbild: Technisch-Wasser

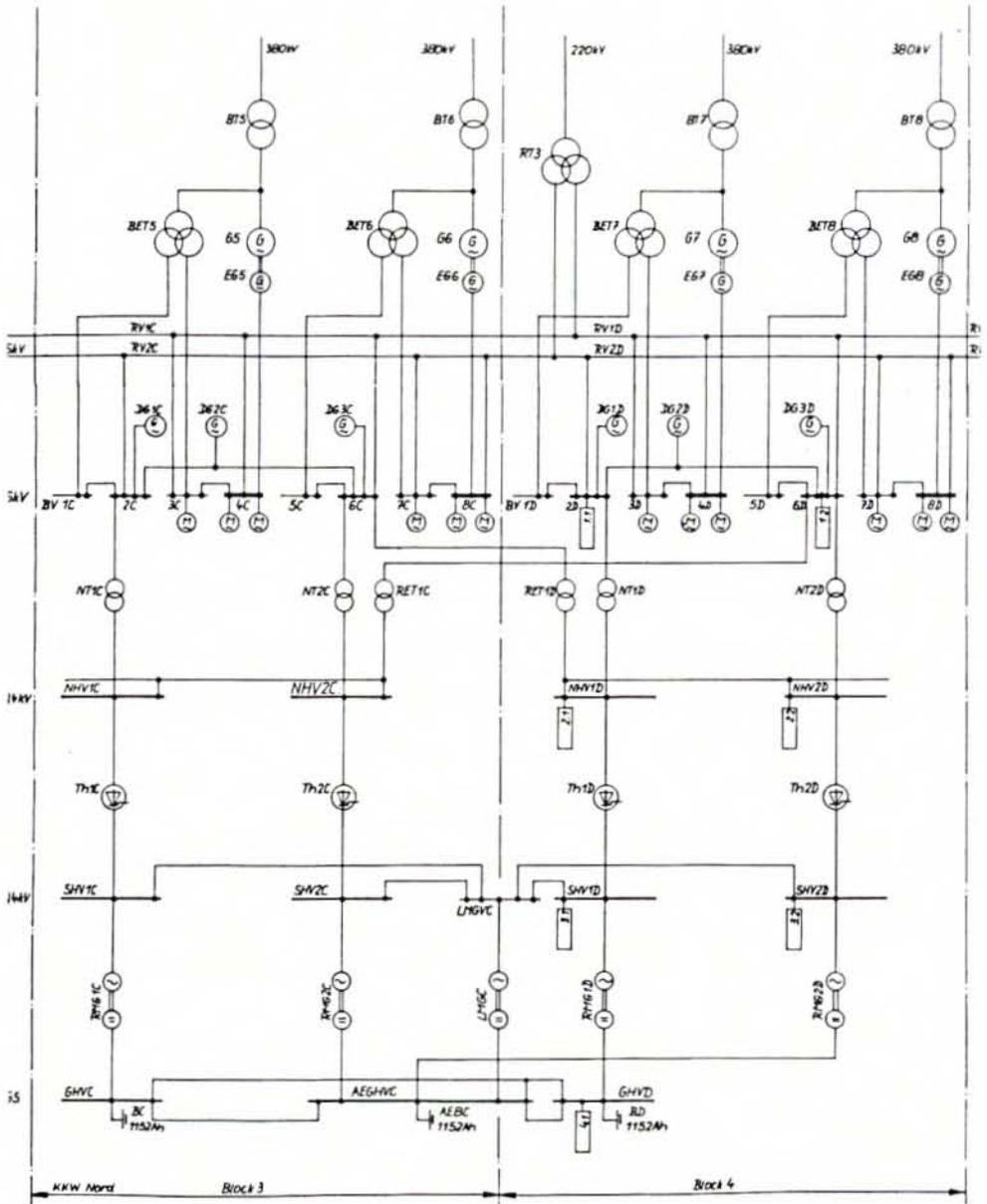


Bild 2-8:  
Elektrische Energieversorgung der Blöcke 3 und 4

3. Notstromsystem: Das Notstromsystem ist weitgehend, jedoch nicht durchgehend zweisträngig aufgebaut. Auf verschiedenen Ebenen (Dieselaggregate, Schaltanlagen, Gleichstromanlagen) sind Vermaschungen vorhanden.

### 3. FORDERUNGEN DES SAAS ZUR REKONSTRUKTION UND SICHEREN BETRIEBSFÜHRUNG

Die Analyse der bestehenden sicherheitstechnischen Defizite im Vergleich zum aktuellen Stand der sicherheitstechnischen Auslegung von Druckwasserreaktoren hat Mitte der 80er Jahre zu der Auffassung geführt, daß der längerfristige Weiterbetrieb ohne umfassende sicherheitstechnische Rekonstruktion zur Angleichung an das Sicherheitsniveau moderner Druckwasserreaktoren nicht möglich ist.

Wegen des ungenügenden Fortschritts der Arbeiten zur Vorbereitung dieser Rekonstruktion wurden vom SAAS im März 1989 Mindestanforderungen zu sicherheitstechnischen Rekonstruktionen erhoben. Die Forderungen des SAAS wurden mit den Kontrollorganen der UdSSR, CSFR und Republik Bulgarien, die KKW-Blöcke des gleichen Typs betreiben, beraten und zu einem einheitlichen Standpunkt in Form von 16 Grundsätzen für die sicherheitstechnische Rekonstruktion entwickelt.

Dieser Standpunkt, der den Abschluß der Rekonstruktion bis Ende 1992 verlangt, wurde dem KKW Greifswald als Präzisierung der Mindestanforderungen übergeben und die Einführung eines speziellen Betriebsregimes bis zum Abschluß der Rekonstruktion gefordert.

Der gemeinsame Standpunkt der Kontrollorgane der betroffenen Länder geht davon aus, daß eine vollständige Übereinstimmung mit dem heutigen internationalen Sicherheitsniveau moderner Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren nicht erreicht werden kann, aber eine weitgehende Annäherung erfolgen muß. Dazu wurden folgende Grundsätze entwickelt:

- Das Spektrum der Auslegungsstörfälle ist soweit wie möglich zu erweitern und für auslegungsüberschreitende Störfälle sind Maßnahmen des Accident-Managements einzuführen.

- Es ist nachzuweisen, daß Lecks  $> \text{NW } 100 \text{ mm}$  mit einer Wahrscheinlichkeit  $< 10^{-5}$  pro Block und Jahr auftreten und durch "Leck vor Bruch" und Leckortungssysteme sowie Prüfungen das rechtzeitige Ergreifen notwendiger Maßnahmen gewährleistet wird.
- Das Notkühlssystem muß aus mindestens zwei unabhängigen Strängen bestehen und Lecks  $< \text{NW } 100$  projektmäßig beherrschen. Bei Lecks  $> \text{NW } 100$  sind Maßnahmen zur Verringerung von Schäden der Spaltzone zu realisieren. Die Notwendigkeit von Kernflutbehältern ist zu analysieren.
- Maßnahmen zur Erhöhung der Effektivität des Druckabbaus im Druckraumsystem zur Verminderung des Öffnens der Überdruckklappen bei Störfällen mit Lecks  $< \text{NW } 100$ .
- Maßnahmen zur Erhöhung der Dichtheit des Confinements bei Lecks  $\leq \text{NW } 200$  sind vorzusehen.
- Das Notstromsystem muß mindestens aus zwei unabhängigen Strängen bestehen, wobei sein Zuverlässigkeitsniveau nicht unter dem der zu versorgenden Sicherheitssysteme liegen darf.
- Das Reaktorschutzsystem muß physisch getrennte Stränge mit jeweils drei Kanälen besitzen. Schaffung einer Reservewarte zur Abschaltung und Abkühlung des Reaktors.
- Gewährleistung der Nachkühlung bei allen Transienten und Störfällen, die nicht mit Lecks im Primärkreislauf im Zusammenhang stehen.
- Gewährleistung der Strahlungsüberwachung bei Störfällen in und außerhalb der Anlage.
- Gewährleistung des Unfallschutzes für Personal und Bevölkerung entsprechend internationalen Anforderungen.
- Einführung von Maßnahmen zur Verhinderung des spröden Versagens der Reaktordruckbehälter.
- Realisierungen von Maßnahmen zum verbesserten Brandschutz wie weitgehende Reduzierung der Brandlast und physische Trennung redundanter Kabel.
- Verringerung der Wahrscheinlichkeit für Kernschmelzen bei auslegungsüberschreitenden Störfällen durch Accident-Management-Maßnahmen.

- Verbesserung von Trainingsmöglichkeiten für das Personal, z.B. originalmaßstäbliche Simulatoren, auf denen auch auslegungsüberschreitende Störfälle simuliert werden können.
- Analyse der Störfälle, die durch äußere Einwirkungen hervorgerufen werden, und Schaffung von technischen und organisatorischen Maßnahmen zur Verhinderung und Folgenbegrenzung.
- Analyse der Werkstoffe, des Zustandes von Ausrüstungen und Bauwerken und auftretender Belastungen, um Voraussetzungen für Rekonstruktionsmaßnahmen zu ermitteln.

Des weiteren wurden vom SAAS im Februar des Jahres Bedingungen zur Gewährleistung des sicheren Betriebs bis zur Abschaltung der Blöcke 1-4 zur Durchführung der Rekonstruktion festgelegt (35-Punkte-Programm). Wesentliche Punkte dieses Programmes sind neben Maßnahmen zur Vervollständigung und Präzisierung der Betriebsbedingungen und -vorschriften sowie der systematischen Erfassung und Bewertung aufgetretener Belastungen die

- 100 %ige Prüfung aller Dampferzeugersiederrohre
- Stabilisierung der Kühlwasserversorgung der Notstromdiesel
- Nachrüstung von Systemen zur Leistungsdichteüberwachung und Anlagendiagnostik
- Ausrüstung mit Leckdetektionssystemen
- Ausrüstung der Speisewasserbereiche im Maschinenhaus mit Brandmelde- und Löschtechnik
- Realisierung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes für die Speisewasserversorgung.

#### 4. BEURTEILUNG DER DRUCKFÜHRENDEN KOMPONENTEN DES PRIMÄR- UND SEKUNDÄRKREISLAUFS

Die Sicherheitsbeurteilung der drucktragenden Ausrüstungen (Behälter, Pumpen, Absperrschieber) und Rohrleitungen erfordert den Nachweis ihrer Integrität bei Belastungen des Normalbetriebs, betrieblicher Transienten und von Störfällen. Dazu sind

- technische Details der konstruktiven Ausführung,
- die Eignung der eingesetzten Konstruktionswerkstoffe,
- mechanische und thermische Belastungen,
- bei wiederkehrenden Prüfungen festgestellte Fehlerzustände und
- mögliche Wechselwirkungen der Konstruktionswerkstoffe mit dem Medium

zu analysieren. Dabei ist zu berücksichtigen, daß die Reaktoranlagen nach technischen Regeln und Normen konstruiert, ausgelegt, hergestellt und errichtet wurden, die dem technischen Stand der 60er Jahre in der UdSSR entsprechen.

##### 4.1 Primärkreislauf (1. Kreislauf) sowie Teilbereiche des Frischdampf- und Speisewassersystems

###### 4.1.1 Ausführung der Kreisläufe

###### • Primärkreislauf

Die druckführenden Wandungen der Behälter des Primärkreislaufs (Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Druckhalter) bestehen aus ferritischem Stahl. Dabei kommt für die Reaktordruckbehälter ein niedriglegierter Chrom-Molybdän-Vanadin-Stahl und für die Dampferzeugermäntel sowie die Druckhalter ein Kohlenstoffstahl zum Einsatz. Die verbindenden Rohrleitungen zwischen den Behältern und die Gehäuse der Schieber und Pumpen bestehen aus einem titanstabilisierten, austenitischen Chrom-Nickel-Stahl (ähnlich CrNiTi 1810). Dies trifft auch auf die Dampferzeuger-Heizrohre (Siederohre) zu. Die für die verschiedenen Komponenten und Rohrleitungen eingesetzten Grundwerkstoffe sind in Tabelle 4-1 zusammengefaßt.

Stahlmarke	Chemische Zusammensetzung (%)									Beispiel für den Einsatz
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Ti	S	P	Elemente	
08Ch18N12T	<0.12	<0.80	<2.00	17.0-19.0	11.0-13.0	5§[%C]<0,7	<0.020	<0.035		HUL
08Ch18N10T	<0.08	<0.80	<2.0/-<1.5a	17.0-19.0	9.00-11.0	5§[%C]<0,7	<0.020	<0.035		Nadelrohre DE, Reaktoreinbauten, SUS, HUL-Krümmen, PKL, HUP
10Ch18N10T	<0.12	<1.00	<0.20	17.0-20.0	8.00-11.0	5§[%C]<0.6	<0.030	<0.035		HAS-Gehäuse
15Ch2MFa	0.13-0.18	0.17-0.37	0.30-0.60	2.50-3.00	<0.40	-	<0.025	<0.025	Mo:0.60-0.80 V :0.25-0.35	RDB
25Ch1MF	0.22-0.27	0.17-0.37	0.40-0.70	1.50-1.80	-	-	<0.030	<0.025	Mo:0.25-0.35 V :0.15-0.30	Stiftschrauben: RDB, DE sek.
25ChMF KP70										Stiftschrauben: RDB-Rhbq.
ChN35WT	<0.12	<0.60	1.00-2.00	14.0-16.0	34.0-38.0	1.1-1.5	<0.020	<0.030	W :2.80-3.50	Stiftschrauben: HAS, DE prim.
38ChNKA (38ChN3MA)										Stiftschrauben: HUP
2Ch13	0.16-0.24	<0.60	<0.60	12.0-14.0			<0.025	<0.030		Schrauben oberer Block
09Ch17N										SUS-Antriebsteil
Ch18N22W2T2										SUS-Antriebsteil (ab 835)
ZrNb1									Nb:1.0	Hülsen der Brennelemente
22K	0.19-0.26	0.20-0.40	0.75-1.00	<0.40	<0.30	-	<0.025	<0.025		DH, Gehäuse DE
20K (GOST 5520-69)	0.16-0.24	0.15-0.30	0.35-0.65	<0.30	<0.30		<0.040	<0.040	Cu: <0.30 Cr+Ni+Cu<0.6	HDW, Speisewasserbehälter
Stahl 20	0.17-0.24	0.17-0.37	0.35-0.65	<0.25	<0.25		<0.040	<0.035	Cu: <0.25	Ringwasser, FDL, Heizkondensatleitung, HDV-Rohre
1Ch13 (08Ch13)	0.09	<0.60	<0.60	12.0-14.0	-	-	<0.025	<0.030		Turbinenschaufeln Stufe 1-3
15Ch11MF										Turbinenschaufeln Stufe 4, 5
34 ChN1	0.30-0.40			1.30-1.70	1.30-1.70					Welle des ND-Läufers
34 ChN3M	0.30-0.40			0.70-1.10	2.75-3-75				Mo:0.25-0.40	Welle des HD-Läufers
25L										Gehäuse des HD-Teils (Stahlguss GS-C25)
15Mo3 (TGL 7961)	0.12-0.20	0.17-0.37	0.50-0.80	-	-		<0.040	<0.040	Mo:0.25-0.35	T-Stück FDL, Leitungen 2. Kreislauf
K 15Mo3 y	0.12-0.20	0.15-0.37	0.50-0.80	<0.30	<0.30		<0.025	<0.030	Mo:0.25-0.35	gültig für Bestellungen ab 1988; Leitungen 2. Kreislauf
St 38b-2 (TGL 7960)	0.12-0.20	0.15-0.35	0.40-0.65				<0.050	<0.045		Speisewasserbehälter
St 45.8 (DIN 17175)	<0.22	0.10-0.35	<0.45				<0.050	<0.050		Heizkondensatleitung, FDL
CuNiFe5										Kondensatorrohre
CuNiFe10										Kondensatorrohre TSI nach Reko
CuNiFe30										Kondensatorrohre ab Block 5
CoZn30 (L 68)										Ölkühlerrohre, NDV vor Rekonstruktion
X8CrNi18.10										NDV nach Rekonstruktion
13CrMo4.4	0.10-0.18	0.15-0.35	0.40-0.70	<0.30			<0.035	<0.035	Mo:0.40-0.65	HDV-Rohre nach Rekonstruktion
10CrMo9.10	0.08-0.15	0.20-0.50	0.40-0.70	2.00-2.50	-	-	<0.035	<0.035	Mo:0.90-1.10	Heizkondensatleitung

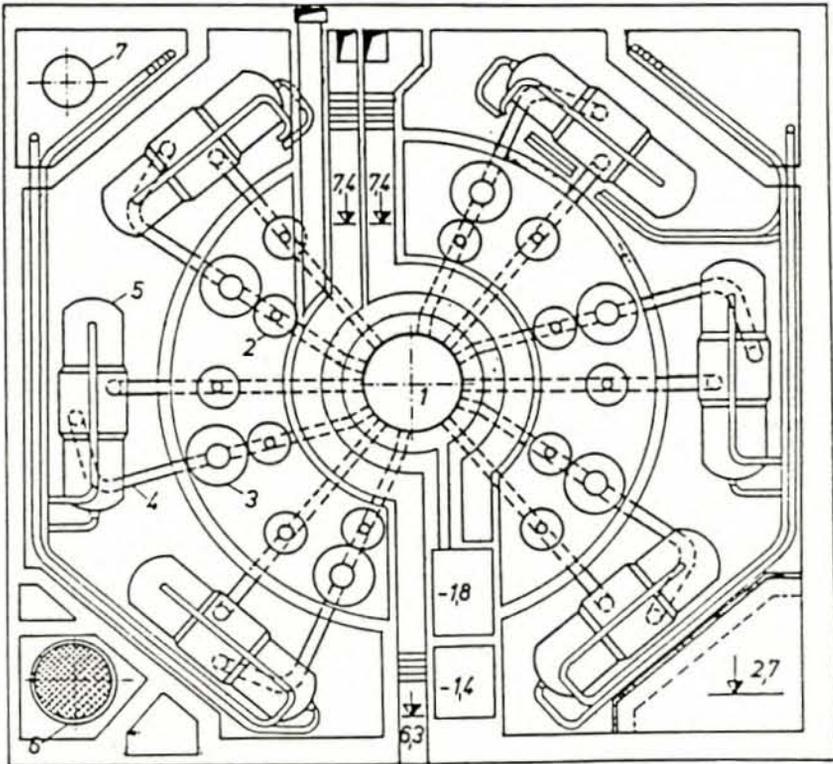
a - gültig für Rohrleitung

y - IXAB Mitt. 54/2

FDL - Frischdampfleitung

Die Bilder 4-1 bis 4-3 geben eine Übersicht über die Gesamtanordnung. Der Reaktordruckbehälter ist der Festpunkt. Im Bereich des HAS und der HUP sind jeweils Gleitlager angeordnet, der liegende DE ist über Pendelstützen verschiebbar gelagert. Die HUP befindet sich im kalten Strang. Die HUL aller sechs Schleifen sind weitgehend gleich ausgeführt. Von einer Schleife zweigen über ein Formstück auf der heißen Seite 3 Leitungen der NW 200 ab, wobei 2 Leitungen mit dem unteren Teil des Druckhalters verbunden sind und eine Leitung in den oberen Druckhalterstützen einmündet. Diese Leitung ist durch eine Rückschlagklappe im Betrieb abgesperrt. Vom oberen Druckhalterstützen führt eine Verbindungsleitung der NW 100 zum kalten Strang. In dieser Leitung ist eine Regelarmatur vorhanden. Auf die Hauptleitungen der NW 500 sind vor und hinter der Pumpe Stutzen aufgesetzt, an die die Rohrleitungen der NW 50 des Absalzsystems angeschweißt sind. Weitere konstruktive Details sowie die Angaben zu den Werkstoffen, Schweißausführungen, Stutzenlisten, Prüfungen etc. sind in /1/ zusammengefaßt.

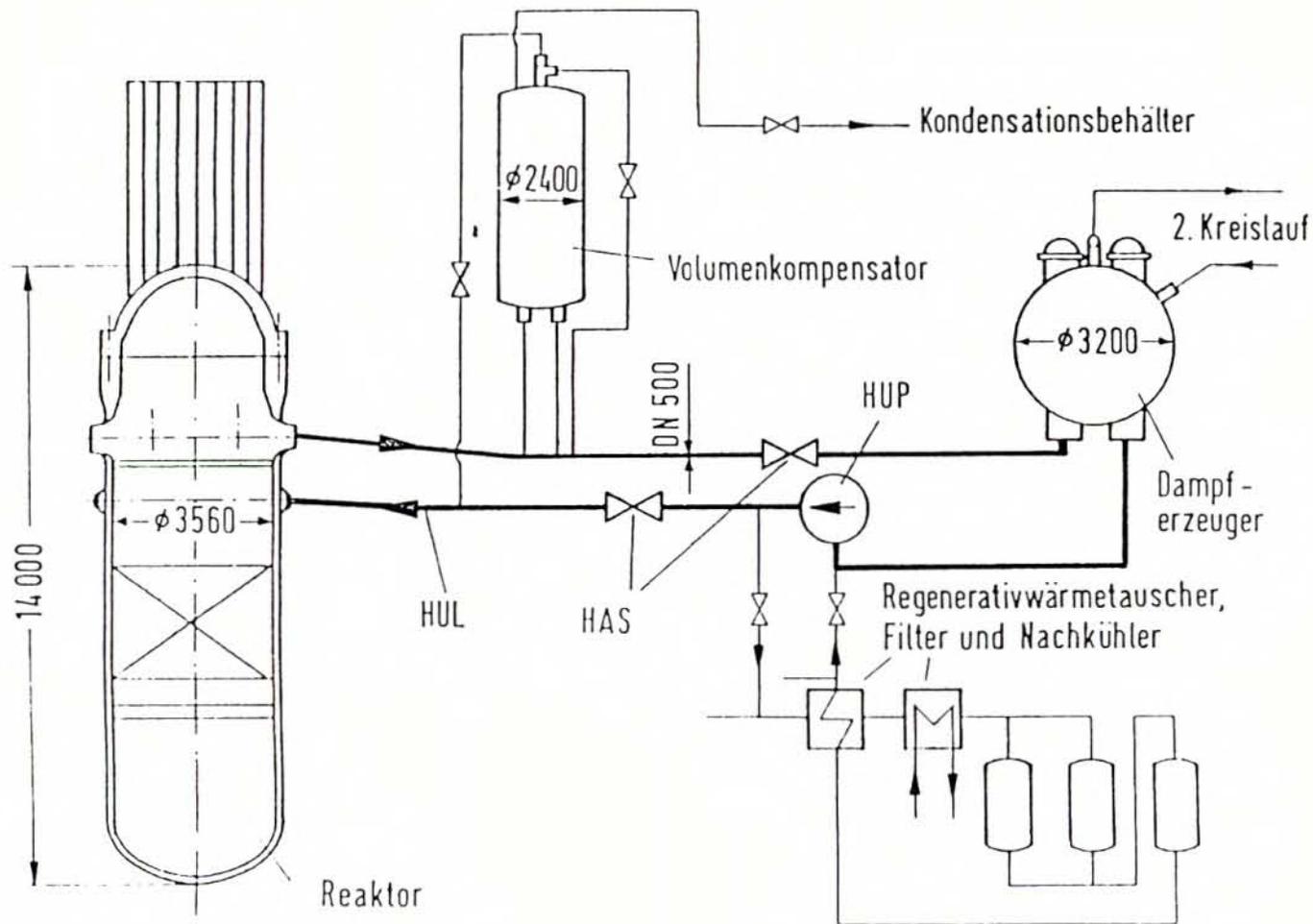
Der Reaktordruckbehälter ist ein stehender zylindrischer geschweißter Behälter mit gewölbtem Deckel und Boden. Der Innendurchmesser beträgt 3560 mm, die Ausführung ist in Bild 4-4 dargestellt. Der Zylinderteil besteht aus 3 nahtlos geschmiedeten zylindrischen Schüssen der Wanddicke 140 mm, 2 nahtlos geschmiedeten zylindrischen Schüssen der Wanddicke 200 mm mit den ausgehaltenen Stutzen (Bild 4-5) und einem nahtlosen geschmiedeten konischen Schuß mit 60 Sacklöchern für die Stiftschrauben. Die einzelnen Schüsse sind durch Rundnähte (2/3X, UP) miteinander verbunden. Einzelheiten des Nahtaufbaus sind in /1/ enthalten. Der formgepreßte gewölbte Boden besteht aus 2 Teilen der Wanddicke 160 mm, die vor dem Vergüten mittels Elektroschlackeschweißung zusammengefügt wurden. Der Deckel besteht aus dem Deckelflansch mit der Wanddicke 300 mm und 2 formgepreßten Deckelteilen, die ebenfalls vor dem Vergüten mittels Elektroschlackeschweißung zusammengefügt wurden. Die Wanddicke beträgt 246 mm. Unterhalb der Ebene der Hauptkühlmittelstützen befinden sich keine Durchdringungen im Behälter. Die Stutzen der Steuer- und Schutzsysteme sowie des Systems zur Überwachung der Kassettenaustrittstemperaturen und andere Stutzen befinden sich im Deckel.



1 Reaktor; 2 Hauptabsperrschieber; 3 Hauptumwälzpumpe; 4 Hauptumwälzleitung; 5 Dampferzeuger; 6 Revisionschacht; 7 Druckhalter

Bild 4-1:

Räumliche Anordnung 1. Kreislauf (Draufsicht)



**Bild 4-2:**  
**Reaktoranlage WWER-440**

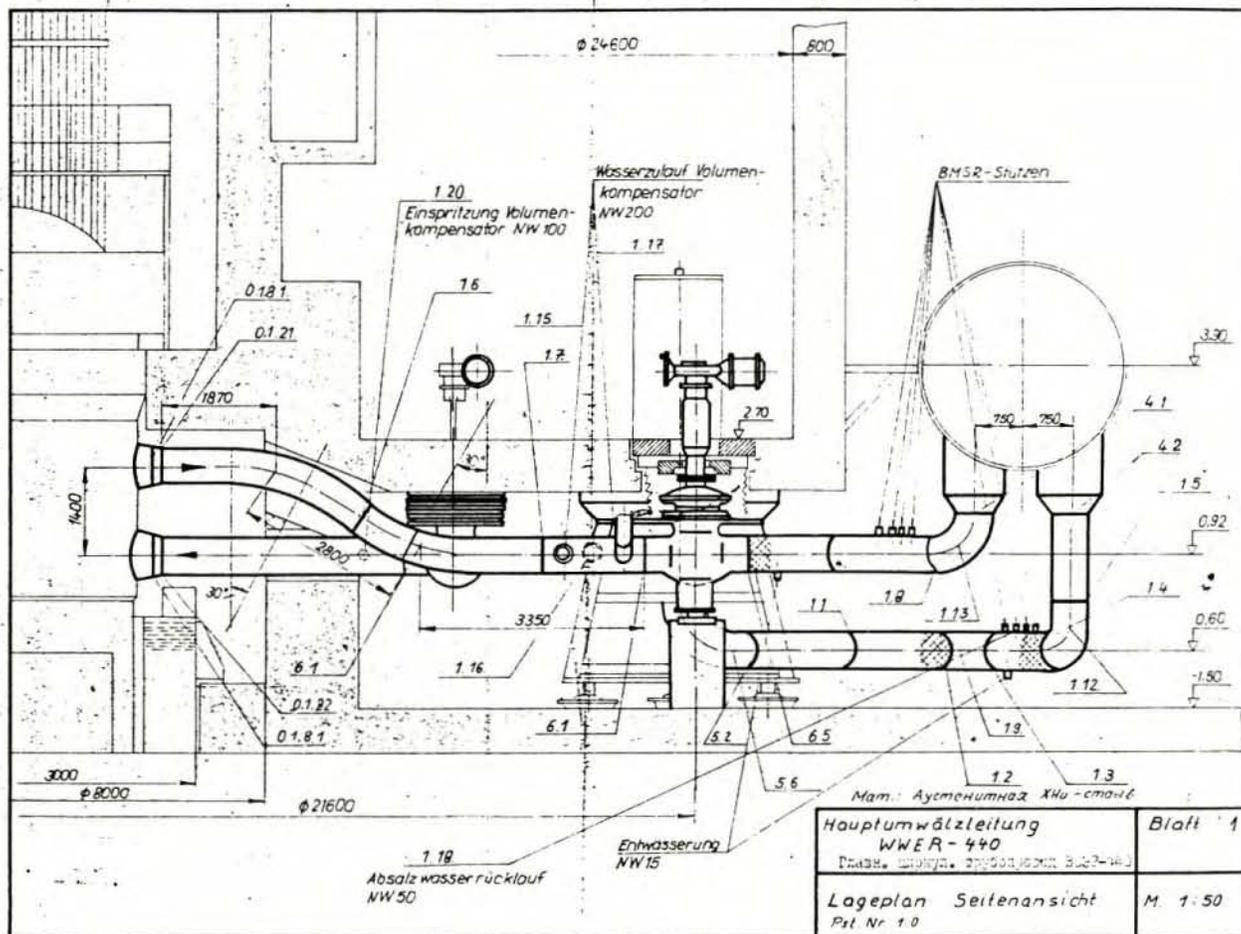


Bild 4-3:  
 Räumliche Anordnung 1. Kreislauf (Längsschnitt)

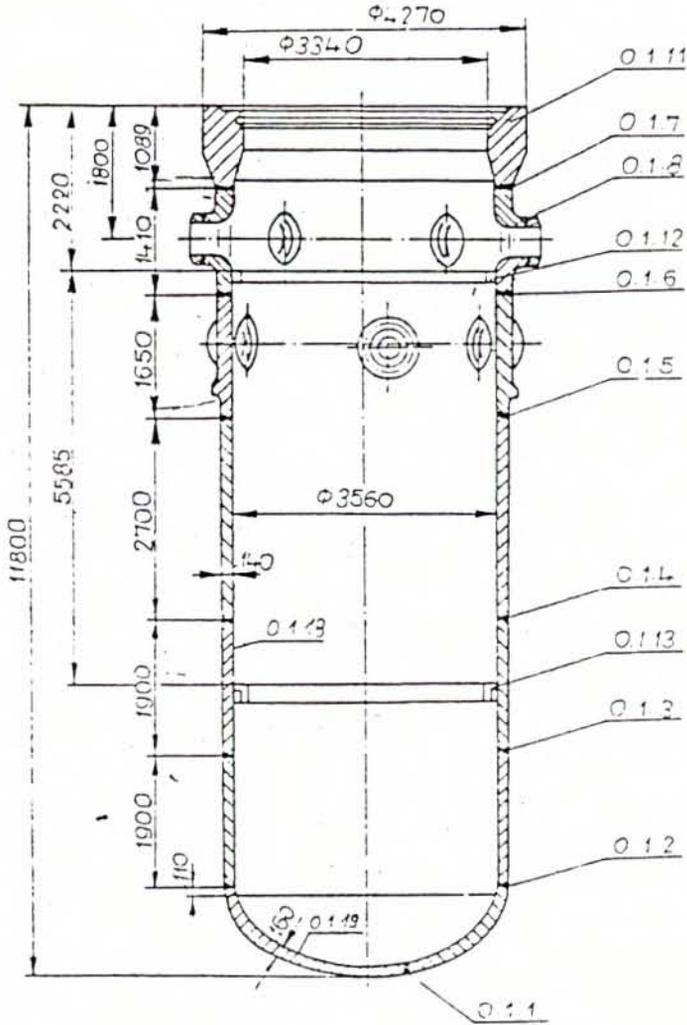


Bild 4-4:

Reaktordruckbehälter-Unterteil, WWER-440/W-230

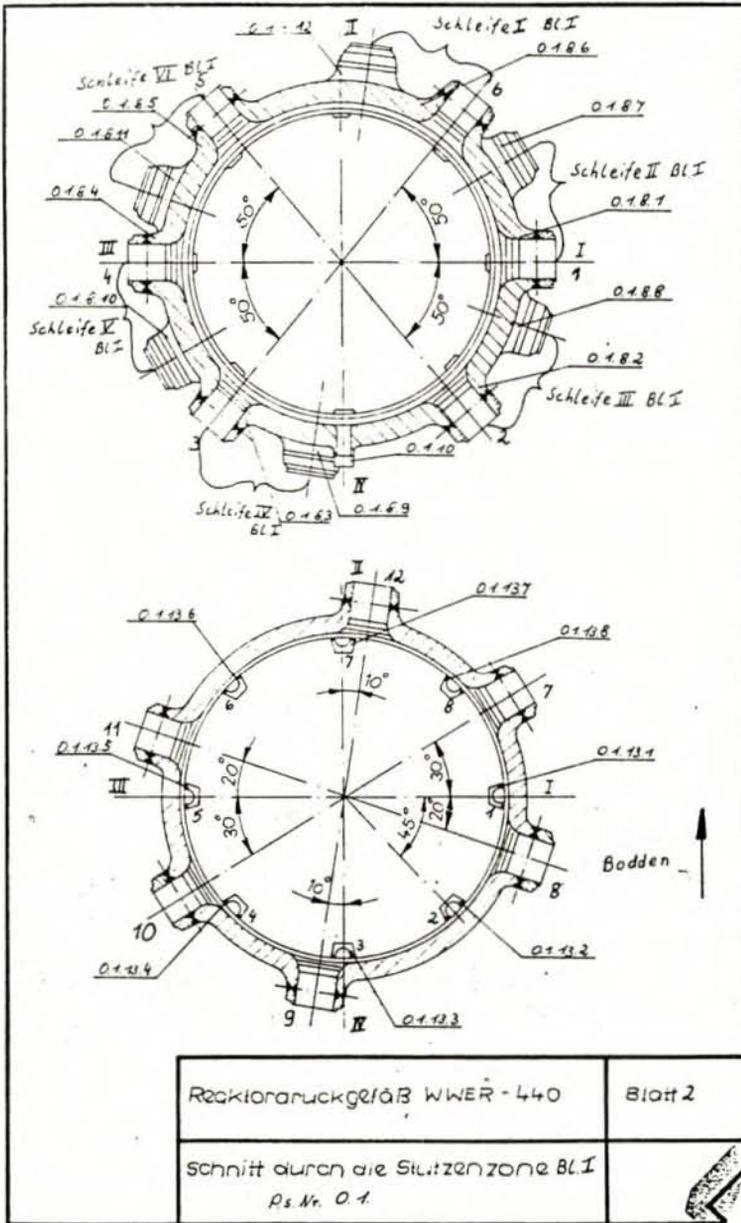


Bild 4-5:

Reaktordruckbehälter-Stützenringe, WWER-440/W-230

Die Reaktordruckbehälter von Block 1 und 2 sind unplattiert, die von Block 3 und 4 zweilagig plattiert. Die Plattierung ist als Bandplattierung in 60 mm Breite und 9 + 2 mm Dicke ausgeführt. Bei allen Reaktordruckbehältern ist der Deckel auf der gesamten Innenseite und zum Teil auf der Außenseite im Bereich der Stutzen plattiert, /1/, außerdem sind alle Dichtflächen der Flanschunter- und -oberteile plattiert.

In Höhe des unteren Kerndrittels befindet sich eine Rundnaht (0.1.4), die im Vergleich zu den anderen Schweißnähten einem erheblich höheren Neutronenfluß ausgesetzt ist. Weitere Angaben zu den Reaktordruckbehältern bezüglich konstruktiver Details, Werkstoffe, Stutzenausführungen etc., sind in /1/ enthalten.

Die Detailausführungen zu den Druckhaltern, Dampferzeugern, Pumpen und Schiebern, den werkstofftechnischen Übergängen zwischen ferritischen und austenitischen Teilen sowie den weiteren Angaben zu den Hauptkühlmittelleitungen und den abzweigenden Leitungen sind in /1/ enthalten.

- Frischdampf- und Speisewassersystem

Die Komponenten des Sekundärkreislaufs sind erst nach 1984 mit Einführung der TGL 43272 als sicherheitstechnisch relevant im Sinne der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit eingestuft worden. Angaben zu den Werkstoffen sind in /1/ enthalten. Vor diesem Zeitpunkt wurde die Auslegung, Errichtung und Prüfung sowie der Betrieb nach den geltenden Regeln der Dampf- und Drucktechnik durchgeführt. Zusätzlich sind 1987 in der TGL 30316 u.a. die Prüfanforderungen festgelegt worden.

Im Frischdampfsystem werden im Rahmen dieses Berichts die Abschnitte vom DE bis zur Turbinenschnellschlußarmatur und im Speisewassersystem die Abschnitte vom Speisewasserbehälter bis zum DE begrenzt mitbetrachtet. Eine vertiefte Analyse, insbesondere auch der Qualität der Speisewasserbehälter, konnte aus Zeitgründen bisher noch nicht durchgeführt werden.

#### 4.1.2 Eignung der eingesetzten Konstruktionswerkstoffe

Für die sicherheitsrelevanten Ausrüstungen und Rohrleitungen der Reaktoranlagen WWER-440/W-230 sind Konstruktionswerkstoffe gemäß Tabelle 4-1 eingesetzt, die später in den Normen für die Festigkeitsberechnung von KKW-Komponenten (Moskau, Metallurgia 1973) zugelassen wurden. Die für die Auslegung verbindlichen mechanisch-technologischen Kennwerte für Grundwerkstoffe und Schweißgut sowie die chemische Analyse und Angaben zur Wärmebehandlung sind in diesen Normen bzw. staatlichen Standards festgeschrieben.

Die vom Hersteller für Ausrüstungen und Rohrleitungen übergebenen Dokumentationen (sogenannte Pässe) enthalten z.T. auf die einzelnen Halbzeuge bezogene Angaben zur chemischen Analyse, Wärmebehandlung und zu den mechanisch-technologischen Kennwerten. Ebenfalls sind Angaben über Reparaturen enthalten. Eine vertiefte Auswertung dieser Dokumentationen muß noch erfolgen. In begrenztem Umfang sind Auswertungen aus diesen Pässen in den komponentenspezifischen Angaben in /1/ enthalten.

Für die Beurteilung der eingesetzten austenitischen Werkstoffe können neben den Ergebnissen der Herstellungsprüfungen und der wiederkehrenden Prüfungen wesentliche Informationen aus den umfangreichen Untersuchungen im Rahmen der sog. 100 000 h-Programme an entnommenen Bauteilen gewonnen werden. Gegenwärtig wird ein umfangreiches Untersuchungsprogramm bearbeitet, in dem Werkstoff- und Ausrüstungsproben nach ca. 100 000 h Betriebsbelastung aus den Blöcken 1 und 2 geborgen werden und mechanisch-technologische Eigenschaften experimentell ermittelt sowie die Mikrostruktur analysiert werden soll. Weiterhin können Vergleiche mit Ergebnissen aus Nachuntersuchungen an nicht eingesetzten Bauteilen Aufschluß geben über betriebsbedingte Werkstoffveränderungen. Diese Untersuchungen werden 1991 abgeschlossen und können den heutigen Erkenntnisstand präzisieren. Für austenitische Teile der Hauptumwälzleitung, die in der Anlage Rheinsberg eingesetzt waren, haben Nachuntersuchungen gezeigt, daß trotz der in den Werkstoffen festgestellten Inhomogenitäten und Ungleichmäßigkeiten der Mikrostruktur in der Regel die Mindestforderungen der Norm erfüllt und teilweise erheblich überschritten wurden. Die in den Werkstoffproben

festgestellten Ausscheidungen, nichtmetallischen Einschlüsse und grobes Korn wurden als weitgehend herstellungsbedingt eingestuft. Eine Übersicht über die Ergebnisse ist in /1/ vorhanden. Ergebnisse aus Prüfungen an Werkstoffproben aus sowjetischen Kernkraftwerken der gleichen Baureihe könnten nach einer Auswertung für eine Beurteilung ebenfalls mit verwendet werden.

Von sicherheitstechnisch erheblicher Bedeutung ist die Abweichung vom Projektzustand bei der Neutronenversprödung der Schweißnaht 0.1.4 des Reaktordruckbehälters. Die Sprödbruchübergangstemperatur des Werkstoffes der Schweißnaht 0.1.4 steigt im Vergleich zum Projektzustand etwa mit dem Faktor 3 schneller an als prognostiziert. Diese Informationen wurden bekannt aus Prüfergebnissen der Einhängeproben der Anlage Loviisa, des zweiten Blockes des armenischen KKW, der Blöcke 3 und 4 des KKW Kola und der Blöcke 1 und 2 des KKW Rovensk. Die Ursache dafür liegt nach dem heutigen Wissensstand in der zum Zeitpunkt der Herstellung des Reaktordruckbehälters nicht ausreichend spezifizierten Begrenzung der Gehalte an Kupfer und Phosphor in der Schweißnaht. Die Bewertung des Versprödungszustandes wird dadurch erschwert, daß für die Blöcke 1 bis 4 keine den Betrieb begleitenden Einhängeproben vorgesehen waren und zum Zeitpunkt der Herstellung der Reaktordruckbehälter die chemische Zusammensetzung der Schweißnaht insbesondere die Gehalte an Phosphor und Kupfer sowie die Sprödbruchübergangstemperatur im Ausgangszustand nicht experimentell bestimmt wurden. Nach Aussagen sowjetischer Fachleute wurde die chemische Zusammensetzung der Schweißnaht mit einem Modell ermittelt, welches den Stoffübergang zwischen Schweißelektrode und Schweißpulver berücksichtigt. Für einzelne Behälter stimmen die berechneten Werte unter Beachtung der zu erwartenden Streuungen gut mit experimentell gewonnenen Werten überein. Diese Aussage wird auch durch die Untersuchung von Metallspänen aus dem Reaktordruckbehälter im Block 1 gestützt.

Der Einfluß der chemischen Elemente Cu und P auf die Versprödung des Werkstoffes, ausgedrückt durch die Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur, wird durch einen Koeffizienten der Versprödung beschrieben. Der dafür abgeleitete empirische Ansatz ist in den Normen festgelegt und basiert auf einer großen Zahl von

Untersuchungsergebnissen, die an Proben aus Forschungsreaktoren und Einhängeproben gewonnen wurden. Die ermittelten Werte für die Sprödbruchübergangstemperatur der kernnahen Bereiche (Schweißnaht und Grundwerkstoff) zum Betriebsbeginn und zum heutigen Zeitpunkt sowie die Angaben zur chemischen Zusammensetzung sind in den Tabellen 4-2 und 4-3 angegeben. Die Vorgehensweise zur Bestimmung der Sprödbruchübergangstemperaturverschiebung ist in /1/ erläutert. Bei der Beurteilung der angegebenen Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur ist auf der Basis des heutigen Wissensstandes eine ergänzende Bewertung im Hinblick auf mögliche Streubänder erforderlich. Untersuchungen sowjetischer Fachleute geben Hinweise, daß die an der RDB-Wand auftretende Versprödung höher ist als die aus Einhängeproben ermittelten Werte, siehe Bild 4-6 und 4-7. In Bild 4-7 ist die Kurve 4 wiedergegeben, die sich aus der Anwendung der Berechnungsmethoden entsprechend den sowjetischen Normen ergibt. Für diesen Anwendungsfall sind die experimentellen Ergebnisse praktisch abgedeckt. Ob dies für alle Materialkombinationen der Fall ist, muß sich aus den weiteren Nachuntersuchungen sowohl der Anlage Novoworonesch als auch der Proben aus Block 2 des KKW Greifswald und anderen Untersuchungen ergeben. Für den Sicherheitsnachweis ist es ausreichend, einen abdeckenden Sicherheitszuschlag festzulegen.

Zur Wiederherstellung der durch die Neutronenbestrahlung veränderten Eigenschaften des Werkstoffes sind Wärmebehandlungsverfahren weltweit entwickelt worden. Die auf der Grundlage sowjetischer Untersuchungen festgelegten Angaben zur Durchführung der Wärmebehandlung, wie sie beim Block 1 angewendet wurde, sind in Tabelle 4-4 zusammengestellt. Die Reaktordruckbehälter der Blöcke 2 und 3 haben nach jetziger Einschätzung auch einen Zustand erreicht, der eine Wärmebehandlung erforderlich macht. Dies soll während des derzeitigen Stillstandes durchgeführt werden.

Nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik ist das Verfahren der Wärmebehandlung grundsätzlich geeignet, über der Betriebszeit eingetretene Versprödung des Werkstoffs "auszuheilen" bzw. wieder weitgehend rückgängig zu machen. Für den RDB des Blockes 1 ist das Ausmaß der Erholung der Werkstoffzähigkeit durch die Wärmebehandlung noch nicht ausreichend quantitativ belegt. Die

Tab. 4-2:

Angaben zu Betriebsstunden seit Inbetriebnahme, Prognose der Fluenzen an der RDB-Innenwand (kernnahe Schweißnaht - SG -, Kernmittbereich -  $GW_{max}$  -) und errechnete Spröbruchübergangstemperaturen bei Betriebsbeginn ( $T_{K0}$ ), zum Zeitpunkt 1989 ( $T_K$ ) und Maximalwert ( $T_{KEOL}$ )

Block No	Fluenz in $cm^{-2}$		ermittelte Spröbruchübergangstemperatur							
	Neutronenenergie > 0,5 MeV		EOL <sup>b)</sup>		$T_{K0}$		$T_K$ 1989		$T_K$ EOL	
	Betriebsstunden	1989	1989	EOL <sup>b)</sup>	SG	GW	SG	GW <sub>max</sub>	SG	GW <sub>max</sub>
Block 1 105 700 h	4,5x10 <sup>19</sup>	7x10 <sup>19</sup>	5,7x10 <sup>19</sup>	a	(+46 °C)	(0 °C)	Wert nach Glühung wird noch bestimmt	c	(150) d	c
Block 2 101 700 h	6,4x10 <sup>19</sup>	8,2x10 <sup>19</sup>	6,4x10 <sup>19</sup>	a	(+ 4 °C)	(0 °C)	(>147 °C)	c	(147)	c
Block 3 90 300 h	5,5x10 <sup>19</sup>	7x10 <sup>19</sup>	6,5x10 <sup>19</sup>	a	(+23 °C)	(0 °C)	(152 °C)	c	(163)	c
Block 4 73 300 h	5x10 <sup>19</sup>	5,9x10 <sup>19</sup>	10,8x10 <sup>19</sup>	a	(-13 °C)	(0 °C)	(124 °C)	c	(163)	c

a Werte für Grundwerkstoff im Kernmittbereich ( $GW_{max}$ ) hängen vom zukünftigen Beladeschema ab

b EOL-Wert  $\hat{=}$  maximal zulässiger Wert für Auslegungsfall  
EOL-Wert wird nach Ausheilglühung über  $T_K$  neu festgelegt

c Werte werden nach Projektangabe zu  $T_K < 70$  °C nach 30 Jahren angesetzt, ergänzende Bewertung ist erforderlich

d ermittelter Wert vor Wärmebehandlung 186 °C

( ) Werte aus empirischen Beziehungen ermittelt

Tab. 4-3:

Angaben zu den Anteilen von Cu, P in der chemischen Analyse und daraus abgeleitete Koeffizienten für die Abschätzung der Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur bei Bestrahlung

		Werte Cu, P Kernnahe Schweißnaht Grundwerkstoff (GW) Schweißgut (SG)			Koeffizient ( $A_F$ ) <sup>23</sup> für die Abschätzung der Verschiebung der Sprödbruchübergangstemperatur	
		GW 1 %	SG %	GW 2 %	GW 2	SG
Block 1	Cu	0,086 - 0,104 <sup>1</sup> 0,109 - 0,123 (0,17)	0,104 <sup>1</sup> 0,123 (0,12)	(0,13)	(11,2)	33 (35,5)
	P	0,032 - 0,034 <sup>1</sup> 0,035 - 0,036 (0,010)	0,034 <sup>1</sup> 0,036 (0,036)	(0,012)		
Block 2	Cu		(0,18)		(11,2)	(37,7)
	P		(0,032)			
Block 3	Cu		(0,12)		(11,2)	(34,8)
	P		(0,035)			
Block 4	Cu		(0,16)		(15,6)	(37)
	P		(0,035)			

( ) Werte in Klammern sind Schätzangaben, die sich auf Werkstoffchargen beziehen, die in dem Herstellungszeitraum verarbeitet wurden

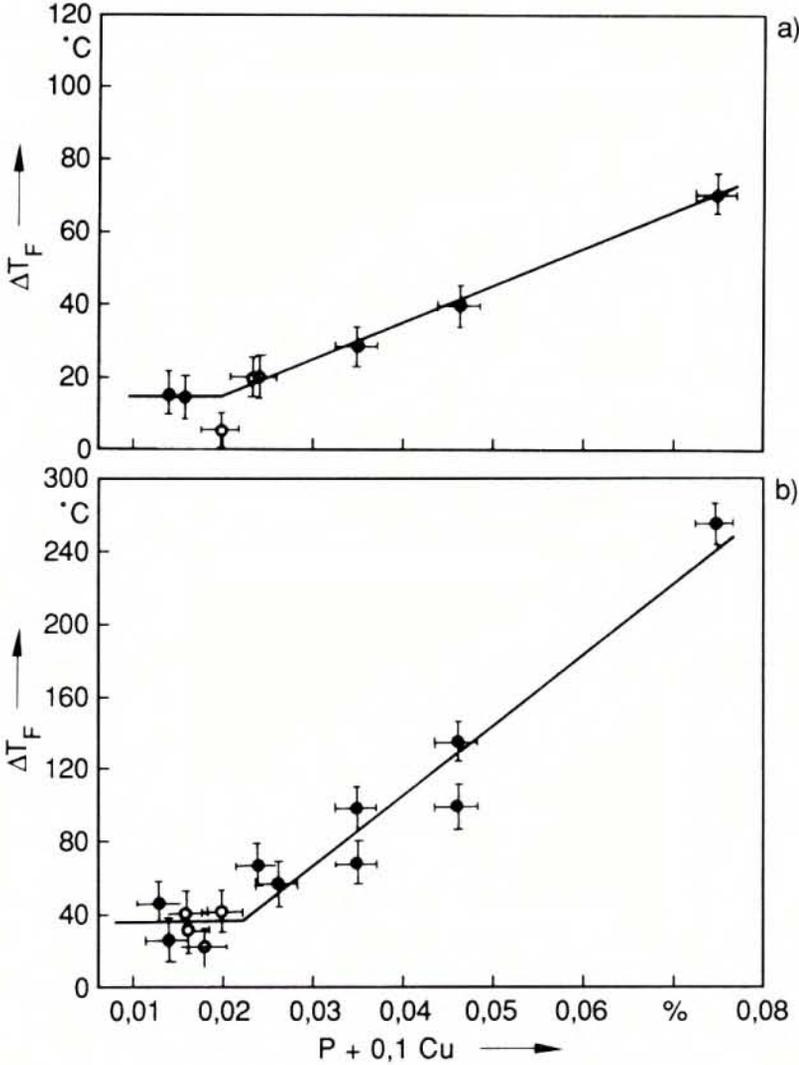
<sup>1</sup> Wertepaare aus zwei verschiedenen Messungen

GW 1 - Grundwerkstoff unterhalb der kernnahen Schweißnaht

GW 2 - Grundwerkstoff oberhalb der kernnahen Schweißnaht

<sup>2</sup> Angaben des Betreibers

<sup>3</sup> Zur Errechnung wurden Ansätze aus der Literatur bzw. Normen verwendet, wie  $A_F(270\text{ °C}) = 800(P + 0,07\text{ Cu})$  für Grundwerkstoff und Schweißgut bzw.  $A_F(270\text{ °C}) = 1100(P) - 2$  für Grundwerkstoff  $A_F(270\text{ °C}) = 800(P + 0,07\text{ Cu})$  für Schweißgut



$\Delta T_F$  Verschiebung der Spröbruchübergangstemperatur<sup>1</sup>

o Schweißnähte

• Stahl 15Cr2MFA mit unterschiedlichen P- und Cu-Gehalten

a) Proben aus KKW Rowensk ( $F_E > 0,5 \text{ MeV} = 1,1 \cdot 10^{19} \text{ cm}^{-2}$ )

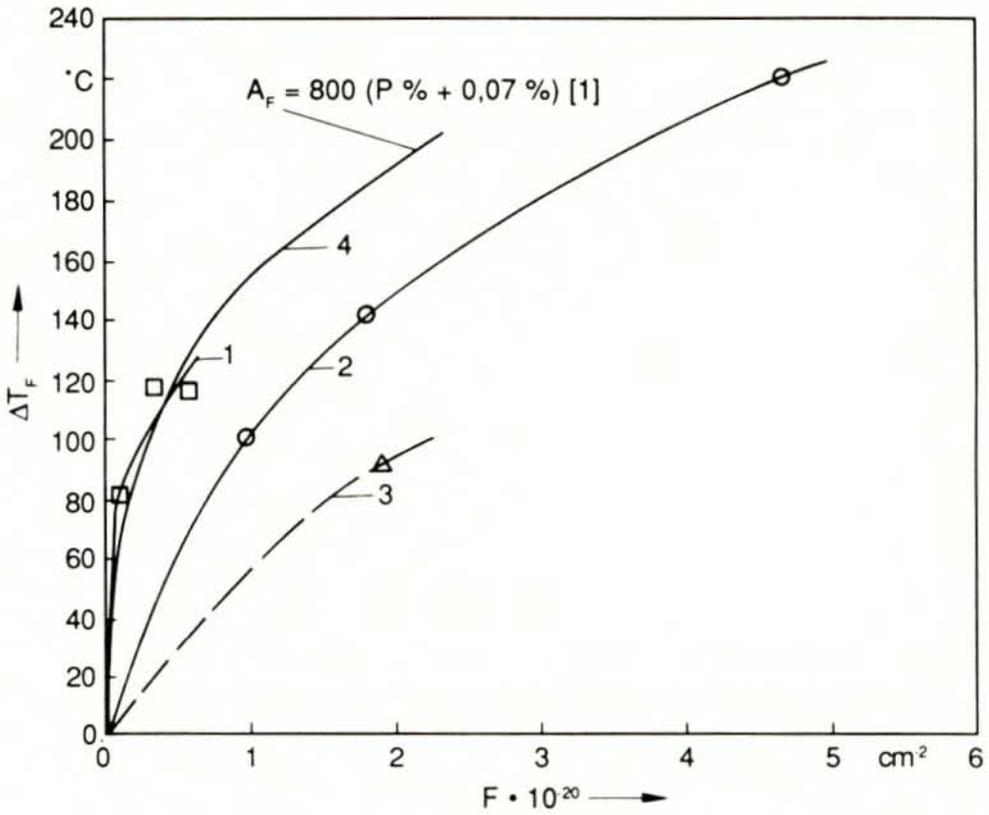
b) Proben aus armenischen KKW ( $F_E > 0,5 \text{ MeV} = 1 \cdot 10^{20} \text{ cm}^{-2}$ )

Bild 4-6:

Verschiebung der Spröbruchübergangstemperatur<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Quelle:

Amajev, A.D., A.M. Krjukov, M.A. Sokolov  
Neutronenversprödung der Druckbehälter-Werkstoffe des WWER-440 anhand  
von Untersuchungsergebnissen aus Vorteilproben



- 1,  $\square \phi \sim 4 \cdot 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$   
2,  $\circ \phi \sim 4 \cdot 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$   
3,  $\triangle \phi \sim 7 \cdot 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$   
4 - mit Formel [1] errechnete Kurve

**Bild 4-7:**

Strahlenversprödung von Schweißgut-Werkstoffen für eine Umgebungstemperatur von  $270 \text{ }^\circ\text{C}^1$  und errechnete Kurve

<sup>1</sup> Quelle:

Amajev, A.D., V.I. Vichrov, A.M. Krjukov, M.A. Sokolov  
Strahlenversprödung von Werkstoffen der WWER-440-Druckbehälter

Tabelle 4-4:

Angaben zur Durchführung der Wärmebehandlung des Reaktordruckbehälters von Block 1

Aufheizgradient	22 K/h,
Glühtemperatur	475 °C ± 10,
Haltezeit	152 h,
Abkühlgradient	30 K/h.

Gegliht wurde die kernnahe Rundnaht mit Grundwerkstoff oben und unten in einer Gesamthöhe von 70 cm

Entnommene Späne wurden auf Cu, P analysiert (siehe Tab. 4-3)

Härtemessungen auf der RDB-Innenseite wurden durchgeführt

Anmerkung:

Für eine ergänzende Kontrolle sind 4 Probeplatten funkenerosiv von der Innenseite des geglihten Bereiches entnommen worden. Größe der Probeplatten 30 x 70 x 5 mm, 3 Proben aus der Schweißnaht, eine Probe aus dem Grundwerkstoff. Die Untersuchung dieser Probeplatten steht noch aus, vorgesehen sind Kerbschlagbiege- und Zugproben sowie ergänzende Werkstoffwissenschaftliche Untersuchungen.

vorgesehenen ergänzenden Untersuchungen an entnommenen Werkstoffproben sind noch nicht abgeschlossen. Für eine verbesserte Quantifizierung des Erfolges der Wärmebehandlung ist festgelegt, daß am Block 2 vor und nach dem Glühen sowohl Proben von der Reaktordruckbehälterschweißnaht 0.1.4 als auch vom Grundwerkstoff entnommen werden. Für den Block 3 sind die Überlegungen noch nicht abgeschlossen, da eine Probeentnahme Reparaturschweißungen an der Plattierung bedingen würden. Ein Überblick über die Lage der Proben, den vorgesehenen Untersuchungsumfang und die angewendete Methodik ist in /1/ enthalten.

Beeinträchtigungen des Werkstoffs in Wechselwirkung mit dem Betriebsmedium werden in Abschnitt 4.1.5 behandelt.

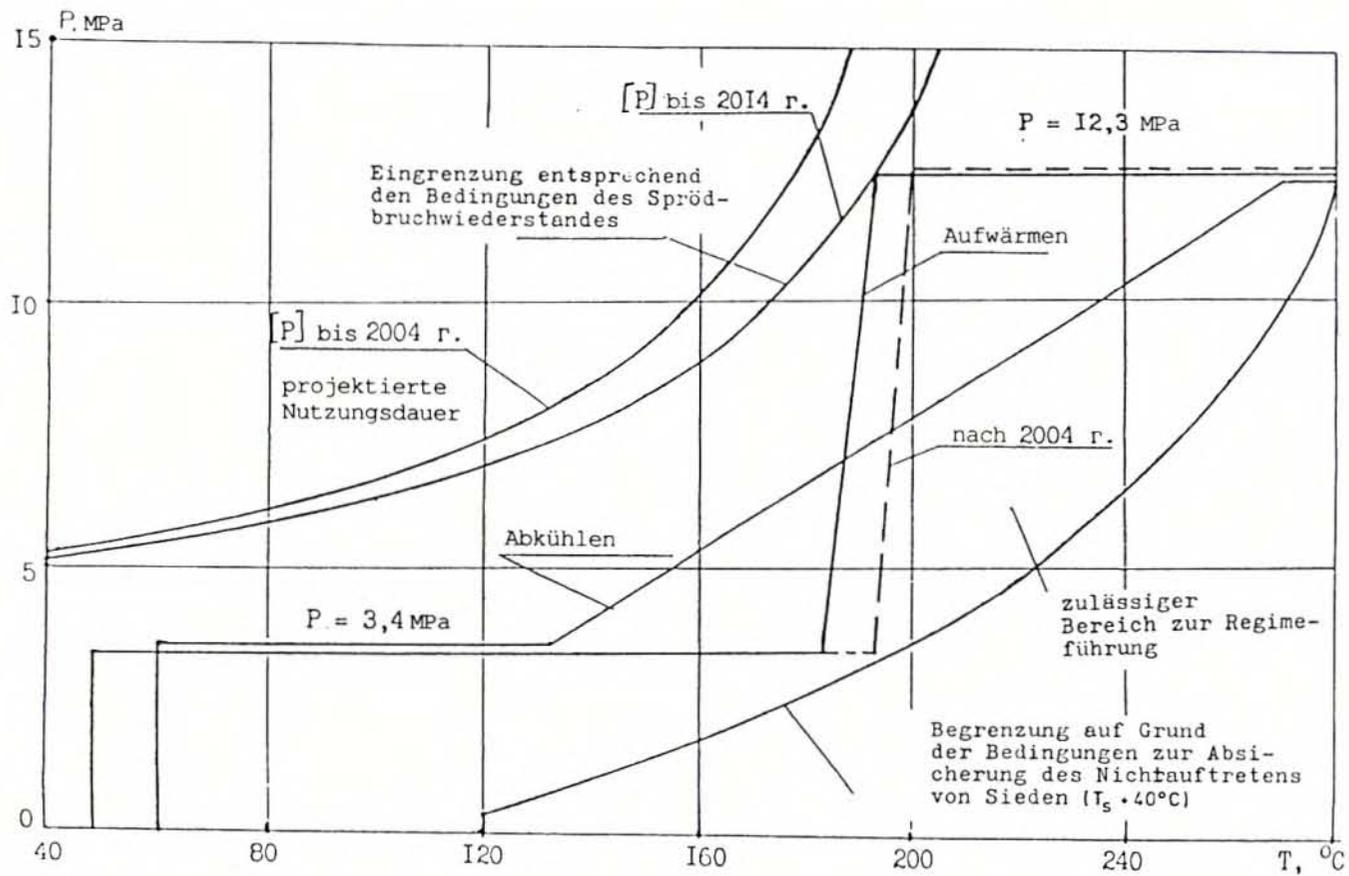
#### 4.1.3 Belastungen

Grundlage für die Auslegung der Ausrüstungen und Rohrleitungen sind die sowjetischen "Normen für die Festigkeitsberechnung von KKW-Komponenten". Nach diesen Vorschriften ergeben sich für Belastungen bei Normalbetrieb mit dem entsprechenden BRD-Regelwerk vergleichbare zulässige Spannungen. Die Begrenzung der Spannungen für betriebliche Transienten und Störfälle ist strenger. Dabei muß jedoch das jeweils betrachtete Störfallspektrum berücksichtigt werden. Die beim An- und Abfahren einzuhaltenden Druck-Temperatur-Bedingungen sind in Bild 4-8 dargestellt.

In den Blöcken 1-4 werden unzulässig hohe Druckbelastungen im Primärkreislauf bei niedrigen Kreislauftemperaturen nicht automatisch verhindert. Deshalb wird in Kapitel 7 gefordert, die administrativen Vorschriften für An- und Abfahrvorgänge sowie für Prüfungen durch automatische Begrenzungen zu ergänzen, um unzulässige Drücke im kalten Zustand ( $T < \text{Sprödbruchübergangstemperatur}$ ) auszuschließen. Die Möglichkeit von Folgeschäden, auch an Nachbarblöcken, beim Versagen des RDB im Druckprobenfall sind zu analysieren.

Die gemäß Projekt zu betrachtenden Störfälle einschließlich der zugrunde gelegten Randbedingungen zur Erfassung der ungünstigsten Belastungen des RDB sind in Tabelle 4-5 zusammengefaßt.

Belastungen aus übergreifenden Ereignissen und Einwirkungen von außen werden in Kapitel 8 behandelt.



**Bild 4-8:**

Zulässiger Bereich zur Durchführung von planmäßigen Regimen des Aufheizens und Abkühlens

Tabelle 4-5:

Untersuchte Basis-Leckstörfälle und Randbedingungen für den Sprödbrechungsicherheitsnachweis am RDB

Anlagenzustand:

- Notstromfall, HUP aus
- 4 Notkühlumpen mit je 50 t/h

Für die unplattierte und plattierte Ausführung der RDB wurden jeweils folgende Störfälle betrachtet:

1. Leckstörfälle im Primärkreislauf

- Leck äquivalent NW 32, vollständige Mischung
- "      "      "      , Ausbildung von 6 kalten Strähnen
- "      "      "      , Ausbildung einer kalten Strähne
- Leck äquivalent NW 20, Ausbildung von 6 kalten Strähnen
- "      "      "      , Ausbildung einer kalten Strähne
- Öffnen DH-SIV
- Nichtschließen des DH-SIV (30 t/h)
- "      "      "      (110 t/h)

2. Leckstörfälle im Sekundärkreislauf

- Abriß Frischdampfleitung
- Nichtschließen DE-SIV
- Abriß Frischdampfleitung, schnellfließendes Medium

• Reaktordruckbehälter

Die rechnerisch ermittelten Spannungen für Normalbetrieb, An- und Abfahren und Festigkeitsdruckprüfungen sind in /1/ zusammengestellt. Die Spannungen liegen unter den zulässigen Werten.

Von besonderer Bedeutung sind Lastfälle mit Einspeisungen von kaltem Wasser bei Betriebs- oder Störfalldruck. Hierbei werden in der Regel an der Innenseite von betriebswarmen dickwandigen Komponenten zusätzliche hohe Zugspannungen erzeugt (Thermoschock), so daß bei häufigem Wechsel Ribbildungen auftreten können bzw. bei Einzelbe-

lastung unterstellte Risse zur Initiierung oder zum instabilen Wachstum angeregt werden können.

Für den Reaktordruckbehälter wurden Sicherheitsanalysen für die Schweißnaht im kernnahen Bereich mit unterstellten Rissen gemäß Regelwerk durchgeführt. Bei in Umfangsrichtung gleichförmiger Abkühlung (Rotationssymmetrie) sind in der Regel Längsrisse, dagegen bei ausgeprägter Streifenkühlung Umfangsrisse maßgebend. Bei Störfällen, in deren Verlauf die Notkühlung angefordert wird, treten durch instationäre Streifenkühlung der Wand des RDB lokal Spannungszustände auf, die die Integrität des RDB gefährden können. Diese Zusatzspannungen wurden für Leckereignisse im Primär- und Sekundärkreislauf bis zum Auslegungsleckstörfall (Leckfläche  $10 \text{ cm}^2 \hat{=} \text{Leck NW 32}$ )<sup>1</sup> mit Berücksichtigung der technologischen Bedingungen der Reaktoranlage berechnet und ihr Einfluß auf die Stabilität von angenommenen Rissen bis zu einer Tiefe von  $1/4$  Wanddicke analysiert. Auf der Grundlage dieser Ergebnisse wird jeweils die zulässige Spröbruchübergangstemperatur für das Schweißgut der Rundnaht 0.1.4 des RDB begrenzt (siehe auch Abschnitt 4.1.2).

Zur abschließenden Beurteilung der bisherigen Ergebnisse sind ergänzende Untersuchungen zu den Vermischungsbedingungen in der HUL und im Reaktorschacht zum Temperaturgang in der kalten Zunge, zu den Wärmeübergangsbedingungen an der Reaktorwand und zum Einfluß der Temperaturabhängigkeit zugeordneter Werkstoffeigenschaften erforderlich. Zusätzlich sind zur Beurteilung der Sicherheitsreserven des Reaktordruckbehälters noch die Aspekte Erhöhung der Einspeisemenge des Notkühlsystems und Belastungen durch erhöhte Unsymmetrie (3 benachbarte Kühlstreifen möglich bei Schalthandlungen zur Lokalisierung eines Lecks) zu analysieren.

Auf der Grundlage der Ergebnisse dieser ergänzenden Untersuchungen ist gegebenenfalls über notwendige Anlagenänderungen (z.B. Heißeinspeisung der Notkühlung) zu entscheiden.

---

<sup>1</sup> siehe auch Definition in Abschnitt 2.3

Über die Belastungs- und Beanspruchungsverhältnisse des RDB-Dekel mit seinen Stützeinschweißungen sind noch vertiefte Analysen einschließlich Rißwachstumsbetrachtungen unter Berücksichtigung der Prüfeinschränkungen erforderlich.

- Dampferzeuger

#### Heizrohre

Die Dampferzeugerheizrohre mit den Abmessungen 16 x 1.4 mm (Werkstoff 08Ch18N10 T) sind erheblich überdimensioniert. Dieser Vorteil wird durch fortgeschrittene Lochkorrosion in Verbindung mit Spannungsrißkorrosion, insbesondere in den Dampferzeugern der Blöcke 1 und 2, stark gemindert. In den Dampferzeugern dieser Blöcke haben bevorzugt im Bereich der Halterungen ca. 20 % der Heizrohre lokal eine Wanddickenschwächung zwischen 60 und nahezu 100 %, weitere Angaben sind in /1/ gegeben.

Die Festigkeitsdruckprüfung des Primärkreislaufes bringt bei dem vorhandenen Schädigungsgrad keine Sicherheit im Vergleich zur Belastung durch Bruch einer Frischdampfleitung (FD-Bruch). Die erforderlichen Mindestwanddicken zur Abtragung der Belastung aus der Druckprüfung bzw. für die maximal mögliche Druckdifferenz bei FD-Bruch unterscheiden sich nur um Zehntelmillimeter, die bei aktiver Lochkorrosion schnell aufgezehrt werden können.

Zur Zeit werden Heizrohre dann verschlossen, wenn sie bei der Dichtungsprüfung undicht sind oder die Wirbelstromprüfung eine Wanddickenschwächung > 90 % anzeigt. Ein Fehlerlängenkriterium wird nicht angewandt. Die Wirbelstromprüfung umfaßt bisher ca. 20 % der Heizrohre.

An ca. 60 den Dampferzeugern entnommenen Heizrohren wurden einzelne korrosionsbedingte Fehler bis zu 20 mm Länge überwiegend in axialer Richtung festgestellt. Bei dem vorliegenden Schädigungsgrad ist das Aufreißen eines oder mehrerer Heizrohre nicht auszuschließen.

Zur Ermittlung von Leckgrößen sind weitergehende Analysen unter Berücksichtigung der tatsächlich vorhandenen Festigkeitswerte, der Fehlerzustände für 100 % geprüfte Dampferzeuger-Heizrohre und der Belastungen bei Störungen und Störfällen erforderlich.

#### Kollektoren

Für die Kollektoren sind ergänzend zu den Auslegungsberechnungen insbesondere Belastungen bei Störungen und Störfällen im Sekundärkreislauf (z.B. Leck in Dampfleitungen, Ausdampfen eines Dampferzeugers, Kalteinspeisung bei Ausfall der Hochdruckvorwärmer, Thermoschockbelastung der Kollektoren bei Leck der inneren Speisewasserleitung) zu betrachten. Zur Zeit liegen nur Abschätzungen für die Auswirkungen einiger Belastungsfälle vor. Die noch fehlenden Berechnungen sind kurzfristig zu ergänzen. Für den Sicherheitsnachweis können deshalb z.Z. nur Art, Umfang und Frequenz von wiederkehrenden Prüfungen zur Beurteilung des Zustandes herangezogen werden.

#### • Rohrleitungen des 1. Kreislaufs

Eine Auslegungsberechnung liegt nicht vor. Eine vom Betreiber vorgelegte Nachrechnung der HUL erfolgte für Normalbetriebsbedingungen (Betriebsdruck 12,5 MPa, Betriebstemperatur heißer Strang 300 °C, kalter Strang 270 °C). Dabei wurden die HUL-Stützen des RDB als Festpunkte und sämtliche Auflagerungen (siehe Bild 4-3) als voll funktionsfähig vorausgesetzt. Mit diesen Annahmen wurden die für einen Rundriß in der HUL maßgebenden Längsspannungen z.B. folgende Werte berechnet:

Axiale Membranspannungen ~ 50 MPa; als Höchstwert der Biegelängsspannung ~ 20 MPa am Saugkrümmer der Hauptkühlmittelpumpe, siehe auch /1/.

Die bisherige Betriebserfahrung zeigt, daß in einzelnen Bereichen der Einfluß von Temperaturwechseln bzw. von Schwingungen unterschätzt wurde. Die Schäden an der Sprühleitung NW 100 des Druck-

haltereinspritzblocks bzw. an einem T-Stück des Notkühlsystems sind Beispiele für unzureichend berücksichtigte Ermüdungsbeanspruchungen. Die für noch durchzuführende Ermüdungsanalysen erforderlichen Belastungszyklen sind durch Meßprogramme zu ermitteln, die den An- und Abfahrbetrieb mit einschließen.

Beim Sicherheitsnachweis geht der Projektersteller davon aus, daß der Bruch der HUL der NW 500 und anschließender Rohrleitungen der NW 200 ausgeschlossen ist. Diese Aussagen basieren weitgehend auf der spezifizierten Herstellungsqualität, der hohen Zähigkeit des Werkstoffes und dem im System vorliegenden niedrigen Spannungsniveau. Von der Sowjetunion wurden Studien angefertigt, die mit heute verfügbaren Methoden sehr geringe Bruchwahrscheinlichkeiten ermitteln. Für die Rohrleitungen in den Blöcken 1 bis 4 sind bisher keine speziellen Analysen durchgeführt worden.

Eine anlagenspezifische Betrachtung zum Bruchauschluß von Rohrleitungen erfordert eine detaillierte Bewertung der jeweils vorliegenden Beanspruchungen, die Berücksichtigung der aus den Meßprogrammen ermittelten thermischen Zusatzbelastungen, die Abschätzung der Einflüsse aus geometrischen Diskontinuitäten (z.B. örtliche Unterschleifungen, Waddickensprünge etc.) und eine Bestätigung der Ergebnisse der bisherigen Prüfungen, die von der Außenoberfläche her durchgeführt wurden, durch bereichsweise ergänzende innere Prüfungen. Ein Teil dieser Informationen kann im Rahmen der anstehenden 100 000 h-Programme gewonnen werden.

Als Redundanz zu diesen aufgrund von Betriebserfahrung und Berechnung erstellten Nachweisen ist es erforderlich, eine Lecküberwachung zu installieren, die durchtretende Risse frühzeitig erkennt. Weiterhin sind die Lastfälle festzulegen, für die die Stabilität postulierter Risse nachzuweisen ist.

- Druckhalter

Die rechnerisch ermittelten Spannungen für Normalbetrieb und Festigkeitsdruckprüfungen sind in /1/ zusammengestellt. Die Spannungen liegen unter den zulässigen Werten. Die vorliegenden Rechnungen

sind mit genaueren Lastannahmen, die z.B. Temperaturwechsel infolge diskontinuierlichen Betriebes am Einspritzblock sowie Mediens Schub (Kolbenströmung) und gegebenenfalls Temperaturschichtungen in den HUL-Anschlußleitungen am Druckhalterboden berücksichtigen, zu ergänzen.

- Frischdampf- und Speisewassersystem

Zum Zeitpunkt der Berichtsabfassung lagen die Auslegungsrechnungen beim SAAS für diese Systeme nicht vor und konnten nicht berücksichtigt werden.

Für diese Systeme sind Berechnungen erforderlich, die den Istzustand der baulichen Ausführung und die aus Verschiebungsmeßprogrammen zu gewinnenden Referenzgrößen berücksichtigen.

#### 4.1.4 Zustand der Ausrüstungen und Rohrleitungen

Der Zustand der Ausrüstungen und Rohrleitungen wird während des Betriebes mittels

- Besichtigung,
- Dichtheitsdruckprüfungen,
- Festigkeitsdruckprüfungen,
- wiederkehrenden zerstörungsfreien Werkstoffprüfungen und
- Analysen des Betriebsverhaltens

überwacht.

Die bestandene Dichtheitsdruckprüfung bei 4 MPa bzw. 14 MPa ist eine Voraussetzung für die Inbetriebnahme nach Großinstandsetzungen der Reaktoranlagen. Die Fristen für Festigkeitsdruckprüfungen (4 Jahre) sind in Standards (TGL 43272 und TGL 30316) festgelegt.

Für die wiederkehrenden zerstörungsfreien Werkstoffprüfungen sind im Rahmenprüfprogramm, siehe /1/,

- Prüforte,
- Prüfverfahren,
- Prüfumfang und
- Prüfintervall

festgelegt. Die Prüfungen sind in blockbezogenen Jahresplänen zeitlich so gestaffelt, daß die vorgegebenen Prüfintervalle eingehalten werden. Die Ergebnisse werden schriftlich dokumentiert.

Im Vergleich zum Prüfumfang bei Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland finden vermehrt Sichtprüfungen und Oberflächenrißprüfungen der inneren Oberflächen statt. Durch das austenitische Rohrleitungssystem sowie die Mischnähte an den Hauptkomponenten und die speziellen Stützenkonstruktionen am RDB-Deckel ergeben sich andere Prüfvoraussetzungen für die Anwendbarkeit des Ultraschallverfahrens als bei Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland. Hierzu sind auch die belassenen Schweißnahtüberhöhungen an den Rohrleitungen und Ausrüstungsteilen einzubeziehen. Besondere Einschränkungen bei der Volumenprüfung ergeben sich z.B. an

- der Meridiannaht im RDB-Deckel (ES-Schweißnaht mitvergütet),
- Stegen zwischen den Stützen,
- Anschweißungen der Stützen des Kassetten-Austritts-Temperatur-Systems (aufgeschweißt auf die äußere Plattierung),
- Stützen des Schutz- und Steuerstabsystems (eingeschrumpft mit Dichtnaht an der Innenseite),
- Anschlußnähten der Krümmer der HUL.

Weiterhin ist anzumerken, daß die Schweißnähte der 3 Druckhalteranschlußleitungen der Nennweite 200 derzeit nur äußerlich mit Oberflächenrißprüfverfahren geprüft werden. Für die Einbindungen in das Formstück ist eine Durchstrahlungsprüfung vorgesehen.

Die verfahrenstechnischen Anforderungen und Festlegungen zu Registriergrenzen entsprechen im wesentlichen der KTA-Regel 3201.4. Bei der Ultraschallprüfung von austenitischen Schweißnähten werden

nur solche Anzeigen bewertet, die einen Signal-Rausch-Abstand  $> 10$  db aufweisen. Weitere Einzelheiten der technischen Prüfrandbedingungen und Fehlerbewertungen sind in /1/ zusammengefaßt. Ebenfalls sind dort Angaben enthalten zur Personalqualifikation, Überwachung der Prüfungsdurchführung und Dokumentation.

Aufgrund der Schweißnahtausführungen (Verwendung von Einlegeringen, Wurzeldurchhang bzw. Überhöhung nur geglättet) ergeben sich eine Vielzahl von Formanzeigen, die über einen besonderen Auswertalgorithmus bewertet werden. Die in /1/ zusammengestellten registrierpflichtigen Anzeigen erfordern noch eine detailliertere Bewertung bzw. ergänzende Prüfungen. Der Vergleich mit den z.Z. laufenden Prüfungen der inneren Oberflächen in Block 2 erlaubt eine ergänzende Beurteilung der Zuverlässigkeit der bisher durchgeführten Prüfungen. Eine abschließende Bewertung der Prüfergebnisse kann daher noch nicht erfolgen. Bezüglich der Vollständigkeit und Prüfungsaussage werden die Aussagen komponentenspezifisch getroffen.

Die Prüfungen im Primärkreislauf wurden in der bisherigen Betriebszeit im wesentlichen fristgemäß durchgeführt. In /1/ sind die festgestellten Befunde zusammengefaßt. Die meisten Befunde, insbesondere an den Oberflächen, wurden während der Stillstände der Reaktoranlagen ausgeschliffen oder durch Schweißen repariert.

Im Sekundärkreislauf bestehen bei der Umsetzung der neu eingeführten Normen (siehe Abschnitt 4.1.1) für die Festigkeitsdruckprüfungen, Schweißnahtprüfungen und Wanddickenmessungen z.T. erhebliche Rückstände. Es fehlen z.B. die turnusmäßig fälligen Festigkeitsdruckprüfungen des Frischdampfsystems in je einem Halbwerk der Blöcke 1 und 3 sowie des Speisewassersystems in je einem Halbwerk der Blöcke 1 bis 4.

Die Ultraschall-Schweißnahtprüfungen im Frischdampfsystem und Speisewassersystem sind außerhalb des Druckraumsystems nur zu 30 % termingerecht erfüllt. Es fehlen zum Teil noch US-Wanddickenmessungen an Formstücken, bei denen Nachrechnungen Unterdimensionierungen angezeigt haben.

Zur Zeit sind noch folgende Befunde in den drucktragenden Wandungen der Ausrüstungen und Rohrleitungen vorhanden:

- Reaktordruckbehälter

- Korrosionsnarben (bis 5 mm tief, münzengroß) an der unplat-  
tierten Innenoberfläche des RDB im Block 2.
- Zahlreiche US-Anzeigen im Bereich der Schmelzlinie Grundwerk-  
stoff-Plattierung an den RDB in den Blöcken 3 und 4. Die An-  
zeigen werden als Haftungsfehler, Schlackeneinschlüsse und  
Unterplattierungsrisse interpretiert.
- Spannungsrißkorrosion (SpRK) in der Plattierung der RDB-  
Flansche der Blöcke 1 und 2 im Bereich zwischen Betriebs-  
und Havariedichtung. Die Befunde wurden nur zum Teil ausge-  
schliffen. Es gibt keine Anzeichen dafür, daß die Plattie-  
rung durchbrochen ist. Die zwischen den Dichtungsnuten ein-  
bindenden Leckkontrolleleitungen wurden wegen SpRK-Schäden  
ausgetauscht.
- US-Prüfungen der Rundschweißnähte im zylindrischen Teil der  
RDB in den Blöcken 1 bis 4 ergaben vereinzelt Anzeigen mit  
Längsausdehnungen von max. 60 mm. Diese Anzeigen liegen durch-  
weg im Volumen der Schweißnähte näher zur Außenoberfläche.

- Druckhalter

- Narben aufgrund von früheren Muldenkorrosionen der unplat-  
tierten Innenoberfläche der Druckhalter in den Blöcken 1 bis 4.  
Diese Stellen wurden als Kontrollflächen beibehalten und werden  
jährlich überwacht. Ein Fortschreiten der Muldenkorrosion wur-  
de nicht festgestellt.
- US-Anzeige im Volumen der Schweißnaht 3.15 (oberer Boden)  
im Druckhalter des Blockes 1. Bei wiederholten Prüfungen wur-  
de keine Veränderung der Anzeige (5 x 40 mm) festgestellt.  
Die gezielte Schallemissionsanalyse während einer Festigkeits-  
druckprüfung ergab keine der Anzeige zuzuordnenden Signale.

- Dampferzeuger

- Lochkorrosion in Verbindung mit SpRK an Heizrohren, bevorzugt in den Halterungsbereichen. Besonders fortgeschritten ist die Schädigung in den Dampferzeugern der Blöcke 1 und 2, bei denen ca. 20 % der Heizrohre Wirbelstromanzeigen aufwiesen, die Wanddickenschwächungen zwischen 60 und 100 % entsprechen. Nach Änderung des Wasserregimes im Sekundärkreislauf ist der Schadensfortschritt stark zurückgegangen.

- Hauptumwälzleitungen

- Zahlreiche registrierpflichtige US-Anzeigen, die erst nach Vorliegen der Ergebnisse der inneren Oberflächenrißprüfungen abschließend bewertet werden können.
- In den Umfangsnähten der Hauptabsperrschieber wurden Schlackeneinschlüsse bei der Durchstrahlungsprüfung festgestellt. Die Anzeigengröße übersteigt die nach TGL 43274 (Herstellungsprüfung) zulässigen Werte. Die bisherige Festigkeitsbewertung der befundbehafteten Bauteile ist inhaltlich nicht schlüssig und muß noch vertieft werden.

Bei der unabhängigen Kontrolle zur Durchführung von Prüfungen und Bewertung von Ergebnissen bestehen erhebliche Abweichungen von den Anforderungen in der BRD. Für die anstehenden Prüfungen sind Verbesserungen der Kontrolle notwendig.

#### 4.1.5 Wechselwirkung der Werkstoffe mit dem Medium

- Primärkreislauf

##### Leistungsbetrieb

Das chemische Wasserregime entspricht dem SU-Projekt; gemischte Alkalisierung mit Ammoniak und Kalilauge bei  $\text{pH}_{25} \geq 6$  entsprechend  $\text{pH}_{265} = 7.1 \div 7.3$ . Bei den sehr niedrigen Chlorid- und Sauerstoffgehalten wurden außer in den Dichtungsbereichen keine wasserchemisch induzierten selektiven bzw. lokalen Korrosionsangriffe festgestellt.

## Stillstand

Unkonditionierte Bedingungen während des Stillstandes führten zur lokalen Aktivierung der Oberflächen an den unplattierten RDB in den Blöcken 1 und 2 und dem Druckhalter in den Blöcken 1 bis 4. (Muldenkorrosion). Seit 1979 wurden während des Stillstandes durch Hydrazindosierung reduzierende Bedingungen im Stillstandswasser eingestellt. Danach traten keine weiteren Korrosionsschäden auf.

- Sekundärkreislauf

Bis Ende 1982 entsprach das chemische Wasserregime den Vorgaben des SU-Projektes: Unkonditionierte Fahrweise bei Anwesenheit von Sauerstoff. Dabei haben Seewassereinbrüche - insbesondere in den Blöcken 1 und 2 - an der Sekundärseite der Dampferzeuger-Heizrohre die Lochkorrosionen mit SpRK verstärkt. Durch Dosierung von Hydrazin, 100 %ige Kondensataufbereitung, Austausch der Cu-haltigen Werkstoffe in den Niederdruckvorwärmern, Naßkonservierung der Dampferzeuger bei Stillstand und Entfernung der Beläge auf den Heizrohren durch Stillstandsbeizung sowie Verbesserung der Überwachung des Dampferzeugerinhaltswassers konnte die Schädigungsrate an den Dampferzeugerheizrohren erheblich verringert werden. Es ist zu prüfen, ob die Korrosionsprobleme an DE-Heizrohren, Rohrleitungen und Behältern durch dichte Kondensatoren und veränderte Wasserchemie zu lösen sind. Aufgrund der Fahrweise mit abgesenktem  $O_2$ -Gehalt bei niedrigem pH-Wert wurde in Bereichen mit 2-Phasenströmung und in den Hochdruckvorwärmern Erosionskorrosion festgestellt.

Durch die versuchsweise Dosierung von Oktadecylamin wurde bisher keine eindeutig belegbare Reduzierung der Erosionskorrosion erreicht. Andere Schadensarten wurden nicht festgestellt.

- Normabweichungen

Die Konditionierung des Kühlmittels im Primärkreislauf wird diskontinuierlich überwacht. Je Reaktorkampagne und Block wurden durchschnittlich 5 Abweichungen von den vorgeschriebenen chemischen

Normwerten bei Leistungsbetrieb festgestellt. Diese Abweichungen waren in der Regel kurzzeitig (mehrere Stunden) und geringfügig ( $< 10\%$  vom Normwert). Die Ursache für diese Abweichungen waren fehlerhafte Zuspeisemengen von Dosierchemikalien, aber auch die Verwendung verunreinigter Chemikalien.

Ionenaustauscherharze sind bei Rückspülungen der Filter in den Primärkreislauf gelangt. Die Betriebserfahrung gibt jedoch keine Hinweise, daß rißauslösende chemische Bedingungen entstanden sind.

In durchschnittlich 2 Ereignissen je Reaktorkampagne und Block gelangten Schadstoffe mit dem Kühlwasser über Leckagen im Turbinenkondensator in den Sekundärkreislauf.

An den Außenoberflächen der DE-Siederohre kommt es zur verfahrensbedingten Ablagerung von Wasserinhaltsstoffen, in denen sich Lochkorrosion fördernde Bedingungen einstellen können. Diese Beläge werden in 2-3jährigen Abständen mit einem 2-Schrittverfahren abgebeizt. Mengen und Zusammensetzung der Beizrückstände sind in /1/ zusammengestellt.

Die Möglichkeiten einer Überschreitung der zulässigen Werte für Verunreinigungen, insbesondere des Chloridgehaltes im 1. Kreislauf, sind im Rahmen der systemtechnischen Untersuchung und Auswertung von Betriebserfahrungen zu analysieren.

#### 4.2 Ergänzende Untersuchungen

Die bisherigen Aussagen zur Sprödbruchübergangstemperatur der Schweißnaht 0.1.4 der RDB sind durch folgende Untersuchungen zu präzisieren:

- Die Ergebnisse der Prüfungen der aus Block 1 geborgenen Proben sind einschließlich der Korrelationen zu ISO-V-Proben vor Wiederinbetriebnahme nach GI abschließend zu bewerten.
- Vor und nach dem thermischen Ausheilen des RDB in Block 2 sind aus der Schweißnaht 0.1.4 Proben für zerstörende Prüfung zur Messung der Kerbschlagzähigkeit und Festigkeitskennwerte sowie

Metallspäne für chemische Analysen aus gestaffelter Tiefenlage zu entnehmen. Die Bedingungen für die Wiederinbetriebnahme sind unter Einbeziehung der Ergebnisse der Untersuchungen der Proben von Block 1 festzulegen.

- Zur Verbreiterung der Datenbasis ist das Angebot sowjetischer Fachleute aufzugreifen, Prüfungen an weiteren Proben (bestrahlt und unbestrahlt) gemeinsam durchzuführen. Ein zugeordnetes Arbeitsprogramm wird unter Einschaltung aller Beteiligten von der MPA-Stuttgart ausgearbeitet.

Die bisher vorliegenden Ergebnisse zur asymmetrischen Temperaturverteilung in der RDB-Wandung bei Notkühlein speisung sind durch Vergleichsrechnungen zu überprüfen:

- Dabei sind die Temperaturabhängigkeit der Werkstoffeigenschaften sowie die Wärmeübergangsbedingungen an der Reaktorwand zu beachten und die Anwendbarkeit von Näherungsbeziehungen durch den Vergleich mit 3D-FEM-Rechnungen zu prüfen. Die Datensätze sind unter den Beteiligten abzustimmen.
- Für den Fall der Nachrüstung eines leistungsfähigeren Notkühl-systems ist das betrachtete Störfallspektrum mit den veränderten Leistungsparametern neu zu analysieren.
- Bei Schalthandlungen zur Ortung eines Lecks im Primärkreislauf kann der Fall eintreten, daß das Notkühlwasser nur in 3 benachbarte Schleifen eingespeist wird. Die Berechnung dieses Lastfalles für den RDB ist zu ergänzen.

Das gegenwärtig angewandte Verschleißkriterium für die Dampferzeugerheizrohre ist neu festzulegen. Es ist ein Kriterium auszuarbeiten, das ggf. neben der Fehlertiefe auch die Fehlerlänge berücksichtigt. Die prüftechnische Umsetzung der Forderungen des modifizierten Verschleißkriteriums ist nachzuweisen. Die Ergebnisse der derzeit laufenden DE-Heizrohrprüfung sind einzubeziehen.

Die US-Prüfung der RDB in den Blöcken 3 und 4 hat zahlreiche Anzeigen aus dem Bereich der Schmelzlinie Plattierung-Grundwerkstoff ausgewiesen. Eine verbesserte Bewertung der Anzeigen, gegebenenfalls unter Nutzung von speziellen Analyseverfahren, ist erforderlich. Es ist das Verhalten von Modellfehlern für Unterplattierungsrisse bei Betriebs- und Störfallbelastungen zu analysieren, um kritische Fehlerkonfigurationen zu ermitteln.

Das Durchmischungsverhalten bei Einspeisung von Notkühlwasser in die kalten Stränge der HUL bei verschiedenen strömungsbedingten Zuständen (Naturumlauf bis Strömungsstillstand) ist zu analysieren. Aus den Ergebnissen sind Schlußfolgerungen für die Intensität der Kühlwirkung für die Stutzen und die Wand des RDB abzuleiten.

Zur Präzisierung der instationären zyklischen Temperaturbelastung

- an der Sprühleitung des DH-Einspritzblocks und
- den Anschlußleitungen NW 200 des DH an die HUL (Medienschub und gegebenenfalls Temperaturschichtung)

sind geeignete Meßprogramme durchzuführen.

Zur Ergänzung der Auslegungsberechnungen sind an

- der HUL
- der Frischdampfleitung und
- der Speisewasserleitung

Verschiebungsmessungen durchzuführen.

#### 4.3 Sicherheitstechnische Bewertung und erforderliche Maßnahmen

Die Komponenten entsprechen in ihrer konstruktiven Durchbildung im wesentlichen auch den heute in der DDR geltenden Normen und technischen Regeln. Im Vergleich zu den technischen Regeln und sicherheitstechnischen Anforderungen in der Bundesrepublik Deutschland ergeben sich für den Primärkreislauf wesentliche Abweichungen in 2 Punkten:

- Die hohe Neutronenfluenz im zylindrischen Bereich des RDB,
- Prüfeinschränkungen in Detailbereichen, z.B. Stutzenanschweißungen, Rohrleitungsnahte ohne ergänzende Zusatznachweise.

Die eingesetzten Werkstoffe für die verschiedenen Komponenten haben sich im langfristigen Betrieb im wesentlichen bewährt, ausgenommen die kernnahe Schweißnaht 0.1.4 des RDB in bezug auf ihre hohe Empfindlichkeit gegen Neutronenbestrahlung. Die umfangreichen Schädigungen an den Dampferzeuger-Heizrohren sind nicht werkstoffbedingt, sondern auf Unzulänglichkeiten in der Wasserchemie der Sekundärseite in den ersten Betriebsjahren zurückzuführen.

Die hohe Fluenz in Verbindung mit der Empfindlichkeit des Schweißgutes der kernnahen Naht 0.1.4 hat bei den Reaktordruckbehältern der Blöcke 1, 2 und 3 zu einer unzulässigen Beeinträchtigung des Werkstoffzustandes geführt. Durch eine gezielte Wärmebehandlung (thermisches Ausheilen) wird der Werkstoffzustand weitgehend in den Ausgangszustand zurückgeführt. Die Ausheilglühung erfolgte inzwischen bei mehreren Reaktordruckbehältern dieser Baulinie, unter anderem im Jahr 1988 beim Block 1. Beim Block 2 und 3 erfolgt diese Wärmebehandlung im Jahr 1990. Es bestehen hiergegen keine Bedenken. Bezüglich der Quantifizierung des Erholungseffektes wird auf die Ausführungen in Abschnitt 4.1 und auf die ergänzenden Werkstoffuntersuchungen in Abschnitt 4.2 hingewiesen.

Unter Berücksichtigung der in Abschnitt 4.1 enthaltenen Ausführungen zu den Sicherheitsnachweisen wird für den weiteren Betrieb aller Blöcke grundsätzlich der Einsatz von Abschirmkassetten empfohlen. Dies gilt auch für die Wiederinbetriebnahme nach Glühung, um höhere Sicherheitsreserven längerfristig zu erhalten.

Die für die Sicherheitsnachweise bisher zugrunde gelegten Lastfälle sind nach heutigem Kenntnisstand nicht abdeckend und müssen für verschiedene Komponentenbereiche ergänzt werden. Entsprechende Anforderungen sind in den Abschnitten 4.1 und 4.2 enthalten. Insbesondere sind Maßnahmen erforderlich, die eine Überschreitung der zulässigen Drücke unterhalb der Sprödbruchübergangstemperatur im An- und Abfahrbetrieb zuverlässig verhindern. Die Praxis der Dicht-

heitsprüfung auf hohem Druckniveau und  $T > 100 \text{ }^\circ\text{C}$  ist zu überprüfen. In diesem Zusammenhang sind ergänzende Analysen erforderlich für Störfälle bei der Druckprobe einschließlich möglicher Folgeschadensereignisse an benachbarten Anlagen.

Die Betriebserfahrungen haben gezeigt, daß unerwartete thermozyklische Belastungen, insbesondere im Bereich der Druckhaltereinspeisung vorgekommen sind, wie sie auch bei Baulinien anderer Reaktorhersteller aufgetreten sind. Erweiterte Meßprogramme sind in Abschnitt 4.2 gefordert. Ebenso sind Anforderungen gestellt an eine Überprüfung der Lastannahmen für die Rohrleitungsberechnungen der Primär- und Sekundärkreisläufe.

Aus der Gesamtheit der vorgestellten Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen ergeben sich bisher für die medienbenetzten Behälter und Rohrleitungsbereiche des Primärkreislaufes keine Anzeichen von Spannungsrißkorrosion. Die festgestellten Befunde waren auf die Dichtungsbereiche beschränkt, die im Regelfall nicht medienberührt sind.

Wesentliche Befunde von geprüften Teilen des Sekundärkreislaufs sind Lochkorrosion mit nachfolgender Spannungsrißkorrosion an der Außenseite der Dampferzeuger-Siederohre mit Schwerpunkt in den Halterungsbereichen. Weiterhin wurden erhebliche Ribbildungen aufgrund von Spannungsrißkorrosion an den austenitischen Kollektoren der Dampferzeuger auf der Außenseite im Bereich einer abgedeckten Schweißnaht festgestellt. Die Schäden an den Kollektoren sind beiseitigt und die erforderlichen Maßnahmen getroffen. Bei wiederkehrenden Prüfungen wurden bisher keine neuen Anzeigen bekannt.

Im Abschnitt 4.1 sind weiterhin Aussagen bezüglich der Stillstandskorrosionsschäden auf der Primärseite enthalten.

Der Zustand der Komponenten wird mit zerstörungsfreien Prüfverfahren und Druckprüfungen in festgelegten kurzen Zeitintervallen umfangreich wiederkehrend überprüft. Für die sicherheitstechnische Bewertung haben die inneren Oberflächenrißprüfungen einen besonderen Stellenwert. Auf die bei einzelnen Komponenten vorliegenden Prüfeinschränkungen sowie zur Zuverlässigkeit der Prüfung der auste-

nitischen Bauteile werden in Abschnitt 4.1.4 entsprechende Hinweise gegeben. Den ergänzenden Oberflächenrißprüfungen von der Innenseite sowie den zerstörenden Prüfungen im Rahmen der 100 000 h-Programme kommt zur Klärung der offenen Fragen besondere Bedeutung zu. Eine abschließende Bewertung der Ergebnisse der Prüfungen an der Hauptumwälzleitung und der Anzeigen an der Plattierung bzw. im Übergangsbereich zum Grundwerkstoff der RDB der Blöcke 3 und 4 kann derzeit noch nicht erfolgen.

Für die sicherheitstechnische Gesamtbewertung ist die Möglichkeit von Leckereignissen zu prüfen. Weltweit sind bei austenitischen Rohrleitungen keine großen Brüche aufgetreten. Erforderliche Messungen zur Überprüfung der Belastungen und vertiefte Untersuchungen zur Interpretation und Bewertung der Ultraschallprüfungen an den austenitischen Bauteilen sind in Abschnitt 4.1 und 4.2 angesprochen. Weiterhin sind die Lastfälle für den Nachweis des Leckvor-Bruch-Verhaltens anzugeben. Eine Verbesserung der Lecküberwachung zur frühzeitigen Erkennung von Lecks auf der Primär- als auch auf der Sekundärseite ist erforderlich. Diese Maßnahmen sind für die Komponentenbereiche unverzüglich einzuleiten, die erhöhten thermozyklischen Beanspruchungen ausgesetzt sind. Die im Rahmenprüfplan vorgesehenen wiederkehrenden Prüfungen an den Rohren der NW 100 und NW 200 (im wesentlichen äußere Oberflächenrißprüfung) sind nicht geeignet, die Rißfreiheit in ausreichendem Maße sicherzustellen. In den Revisionen sind für alle Blöcke die Rohrleitungen der NW 200 und NW 100 im Primärkreislauf ergänzend auf Rißfreiheit der inneren Oberfläche zu prüfen. Ein entsprechendes Prüfprogramm ist vorzulegen.

Das gegenwärtig angewandte Verschleißkriterium für die Dampferzeugerheizrohre ist neu festzulegen. Es ist ein Kriterium auszuarbeiten, das neben der Fehlertiefe auch die Fehlerlänge berücksichtigt. Festlegungen zur Leckrate sind zu ergänzen.

Zu möglichen Lecks im Frischdampf- und Speisewassersystem kann noch keine Aussage getroffen werden.

Es ist zu erwarten, daß die laufenden Untersuchungen zu Reaktor-druckbehälterwerkstoffen und zur Bewertung der Anzeigen bei der

Ultraschallprüfung für die austenitischen Rohrleitungen sowie die umfangreichen Dampferzeugerheizrohr-Prüfungen in den kommenden Monaten eine bessere Beurteilung des Zustandes der Ausrüstungsteile und Rohrleitungen erlauben. Weiterhin sind Anforderungen für erweiterte Nachweise und Nachrüstungen gestellt. Für die Blöcke 1 und 4 ergeben sich aufgrund der Bewertung des Zustandes der Komponenten derzeit keine Gründe für eine vorzeitige Außerbetriebnahme.

## 5. STÖRFALLANALYSEN

### 5.1 Bewertung vorliegender Störfallanalysen zum Istzustand

Die Referenzanlage für alle vorgelegten Störfallanalysen ist Block 1. Die wesentliche Abweichung gegenüber Block 3 und 4 ist die kleinere Kapazität der Notkühlpumpen bei Block 1 und 2. Der Umfang der Bewertung orientiert sich an den "Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrISchV, - Störfall-Leitlinien -" des Bundesministers des Innern in der Fassung vom 18. Oktober 1983 sowie am Entwurf des Normativ-Technischen Dokuments (NTD) der RGW-Mitgliedsländer "Typisierter Inhalt des Sicherheitsberichts" in der Fassung vom März 1987.

Die betrachteten Analysen wurden im wesentlichen mit den vom Kombinat Kernkraftwerke verwendeten Programmen TRAVO, RAMPA und RELAP4/MOD6 sowie mit dem in der Sowjetunion verwendeten Programm KONTUR durchgeführt.

Das Programm TRAVO wurde vom Kombinat Kernkraftwerke entwickelt. TRAVO ist ein Rechenprogramm zur Simulation von betriebsnahen Transienten ohne Sieden des Kühlmittels im Primärkreislauf. Besonderer Wert wird auf die Nachbildung von Regelsystemen gelegt. Außer in der neuesten Version (3.3) wird der Massenstrom im Primärkühlkreislauf als Zeitfunktion vorgegeben.

Die Programme RAMPA-M und RAMPA-G für Störfälle mit mittlerem und großem Leck sind Weiterentwicklungen des gleichnamigen sowjetischen Rechenprogramms. Es werden die drei Erhaltungsgleichungen

für das Gemisch gelöst. Mechanisches Nicht-Gleichgewicht wird durch ein Drift-Flux-Modell bzw. durch ein Blasenauftiegsmodell berücksichtigt. Aufgrund von Rechner-Kapazitätsproblemen wird eine relativ grobe Nodalisierung des Primärkreislaufes vorgenommen. In neueren Analysen wird statt RAMPA das Programm RELAP4/MOD6 verwendet.

Das Rechenprogramm KONTUR wurde vom Wärmetechnischen Institut in Moskau entwickelt. Für den Block 1 des Kernkraftwerkes wurde das Programm für sekundärseitige Lecks angewandt. Eine Beschreibung der Modelle des Programms liegt nicht vor.

Belastbare Verifikationsrechnungen anhand WWER-spezifischer Versuche liegen für die Programme TRAVO, RAMPA und KONTUR nicht vor.

Zur Überprüfung der vorgelegten Ergebnisse wurden Plausibilitätsbetrachtungen und Handabschätzungen durchgeführt.

#### 5.1.1 Kühlmittelverlust aus dem Primärkreislauf innerhalb des Druckraumsystems

- Auslegungsstörfall: Äquivalentleck mit NW 32

Dieser Fall ist der Auslegungsstörfall für das Notkühlsystem und entspricht dem Abriß der Sprühleitung zum Druckhalter mit NW 100 und Ausflußbegrenzer. Dieser Anschluß liegt im nichtabsperrenden Teil des Primärkreislaufes. Der Abriß der Anschlußleitungen mit NW 50 im absperrenden Teil des Primärkreislaufes ist damit nicht abgedeckt. Für diesen Fall sind Handmaßnahmen erforderlich.

Die Analysen zeigen, daß der Störfall mit zwei Notkühlpumpen des Typs EP 50 sicher beherrscht wird, wobei anfänglich die Sekundärseite zur Wärmeabfuhr benötigt wird. Damit ist der Einzelfehler beim Totspannungsausfall (TSA) nicht abgedeckt. Die Beherrschung mit nur einer Pumpe muß durch weitere Analysen gezeigt werden, ein Potential dazu wird gesehen.

In den Blöcken 3 und 4 kann aufgrund der höheren Einspeiserate der Pumpen vom Typ ZN 65 davon ausgegangen werden, daß der Fall mit nur einer Pumpe beherrscht wird.

Lecks mit Durchmesser  $< \text{NW } 32$  sind bezüglich der Notkühlwirksamkeit durch den Auslegungstörfall abgedeckt.

RALOC-Analysen mit realistischen Randbedingungen ergaben, daß das Signal  $P_{\text{DE-BOX}} > 1.3 \text{ bar}$  erst nach ca. 5 min anspricht (siehe Kap. 6.4). Ohne Sprühen aus der Sprinkleranlage käme das Signal erst nach ca. 3 min. Der Grund für das spätere Ansprechen gegenüber den Ergebnissen früherer Analysen liegt an der effektiven Kondensation an Strukturen im Druckraumsystem. Aus den Analysen ergibt sich, daß bei Lecks mit  $\text{NW} < 32$  mit einem sehr späten Ansprechen oder aber mit einem Nichtansprechen des o.g. Signals gerechnet werden muß. Daraus folgt die Forderung, daß das HS 2-Signal beim Druck  $p = 1,2 \text{ bar}$  liegen sollte, bei dem auch das Einschalten der Sprinklerpumpen ausgelöst wird.

- Dampfseitiges Leck mit NW 90

Die vorliegenden Störfallanalysen für den Abriß der Verbindungsleitung zwischen Druckhalter und Sicherheitsventilen zeigen, daß bei der Einspeisung durch zwei Notkühlpumpen vom Typ EP 50 nach ca. 35 min der Leckmassenstrom durch den Einspeisemassenstrom kompensiert wird. Im Analysezeitraum bleibt der Kern ständig mit Zweiphasengemisch bedeckt.

- Lecks  $> \text{NW } 100$

Die Analyse des Äquivalentlecks mit NW 100 im kalten Strang mit Einspeisung durch zwei Pumpen vom Typ EP 50 zeigt, daß nach ca. 30 min die Leckrate kompensiert wird. Brennelementschäden sind zu erwarten, Kernschmelzen kann ausgeschlossen werden.

Das Äquivalentleck mit NW 200 wurde auch mit dem Einspeisen durch zwei Pumpen analysiert. Am Ende der Blowdown-Phase nach ca. 500 sec

kann die Leckrate durch zwei Pumpen EP 50 nicht kompensiert werden. Bei vier verfügbaren Pumpen, d.h. ohne TSA und Einzelfehler, besteht hingegen die Chance, durch rechtzeitiges Wiederauffüllen massives Kernschmelzen zu verhindern.

Für den doppelendigen Abriß der HUL liegt keine belastbare thermohydraulische Analyse vor. Abschätzungen zeigen, daß auch mit vier Pumpen vom Typ EP 50 Kernschmelzen nicht verhindert werden kann.

### 5.1.2 Schäden an Dampferzeugerheizrohren

Mit dem Rechenprogramm TRAVO wurden Analysen von Dampferzeugerheizrohrlecks für den doppelendigen Abriß von einem bis zwei Rohren durchgeführt.

Die Analyse des 2F-Bruches zeigt, daß unter Umständen keine automatische Reaktorabschaltung erfolgt, da dies durch die Zuschaltung der Notkühlpumpen vor Ansprechen des Reaktorschutzes verhindert werden kann. Aus diesem Grunde ist die Zweckmäßigkeit unterschiedlicher Anregekriterien für die Notkühlung und den Reaktorschutz infolge niedrigen Druckhalterwasserstandes zu überprüfen. Aus der Sicht der Notkühlung ist der 2F-Bruch eines Dampferzeugerheizrohres mittels einer Notkühlpumpe beherrschbar.

Bei größeren Leckquerschnitten werden die Anregekriterien für den Reaktorschutz erreicht. Für die Kompensation des 4F-Bruchs sind mindestens zwei Notkühlpumpen vom Typ EP 50 erforderlich.

Grundsätzlich sind zur längerfristigen Beherrschung von Dampferzeugerheizrohr-Leckagen eine Reihe von Handmaßnahmen erforderlich. Die dafür zur Verfügung stehende Zeit wird nicht durch die Wasservorräte im Havarieborbehälter begrenzt, sondern durch die Notwendigkeit wegen der Gefahr von Kondensationsschlägen im Frischdampfsystem das Leck vor dem Auffüllen des betroffenen Dampferzeugers abzusperren. Beim 2F-Bruch eines DE-Heizrohres steht hierfür ca. eine halbe Stunde zur Verfügung. Die notwendigen Handmaßnahmen sind in der Störfallbetriebsvorschrift festgelegt. Die wesentlichen Schritte sind die Überprüfung der sicheren Abschaltung des Reaktors, das Absper-

ren der Primärwasser-Reinigungsanlage und das Orten und Isolieren des Lecks durch wechselseitiges Absperrn von jeweils drei Primärkreisschleifen mittels der Hauptabsperrschieber.

### 5.1.3 Kühlmittelverlust aus dem Sekundärkreislauf

Große Lecks im Sekundärkreislauf waren bis zum Einbau von FD-Schnellschlußarmaturen keine Auslegungstörfälle. Im Rahmen der vorliegenden Bewertung wurden die thermohydraulischen Vorgänge beim Kühlmittelverlust aus dem Sekundärkreislauf ohne die Berücksichtigung von Betriebsleckagen und Brüchen von Dampferzeugerheizrohren betrachtet. Es zeigt sich, daß die Störfälle mit gleichzeitigem Notstromfall (TSA) wegen der damit verbundenen sicheren Abschaltung des Reaktors im allgemeinen weniger problematisch verlaufen. Durch die stärkere Unterkühlung des Primärkreislaufs im TSA-Fall mit nachfolgender Einspeisung durch die Notkühlpumpen kann es im weiteren Störfallverlauf zum Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile kommen.

Bei den im folgenden betrachteten sekundärseitigen Kühlmittelverluststörfällen wurde ein Anlagenzustand mit bereits nachgerüsteten Schnellschlußarmaturen (SSA) im Frischdampfsystem zugrundegelegt.

- Abriß der Frischdampfleitung in der Dampferzeuger-Box

Der Reaktor schaltet infolge Druckerhöhung in der DE-Box nach 1 bis 2 sec ab. Die nächste automatische Aktion ist das Ansprechen der Verriegelung 6.4.19 ( $p_{DE} < 35 \text{ bar}$  und  $\Delta p_{FDS,DE} > 5 \text{ bar}$ ). Dies bewirkt das Schließen der SSA (2-5 sec Schließzeit), das sofortige Abschalten der HUP sowie die wasserseitige Absperrung des Dampferzeugers der betroffenen Schleife. Das Ausdampfen dieses Dampferzeugers führt zu einer Unterkühlung des Primärkreislaufes mit nachfolgender Notkühleinspeisung, wobei die Kühlmitteltemperatur  $180 \text{ }^\circ\text{C}$  nicht unterschreitet. Falls die HUP nach dem Auslaufen nicht wieder anlaufen, kommt es zum Öffnen der Druckhalter-Sicherheitsventile. Dies trifft für den Notstromfall und das fehlerhafte Umschalten auf die elektrische Reserveeinspeisung zu.

- Abriß der Frischdampfleitung vor der SSA

Bei Störfallbeginn kommt es durch den schnellen Druckabfall im Frischdampfsammler zum Schnellschluß von mindestens einer Turbine. Obwohl beide Turbinen durch den gleichen Druck im Sammler abgeschaltet werden sollten, besteht durch zufällige Abweichungen der Einstellwerte in Verbindung mit Druckdifferenzen im Sammler die Möglichkeit, daß ein Turbosatz in Betrieb bleibt und somit der Reaktor nicht abgeschaltet wird. Entsprechend der vorliegenden Rechnung kommt es nach ca. 4 Sekunden zum Ansprechen der Verriegelung 6.4.19, wonach der Reaktor gemäß Betriebsvorschrift von Hand abzuschalten ist.

- Abriß der Frischdampfleitung vor der Turbine

Der Druckabfall im Frischdampfsammler verläuft aufgrund der geringeren Leckgröße langsamer als bei den vorher betrachteten Fällen. Unter Umständen kommt es weder zum Ansprechen der Verriegelung 6.4.19 noch zur Reaktorabschaltung aufgrund der Abschaltung beider Turbinen. In diesem Fall sind Handmaßnahmen unerlässlich. Belastbare "best-estimate"-Rechnungen sind notwendig.

- Bruch des Frischdampfsammlers

Durch den schnellen Druckabfall im Sammler schließen kurz nach Störfallbeginn die Schnellschlußventile beider Turbinen mit nachfolgender Reaktorabschaltung. Wenig später spricht bei einem Druck von  $p_{FDS} < 35$  bar die Verriegelung 6.4.6 an, die das Schließen aller SSA bewirkt. Damit ist der Frischdampfsammler vom Frischdampfsystem abgetrennt. Die Nachwärmeabfuhr aus dem Primärkreislauf erfolgt über die DE-Sicherheitsventile. Primärseitig werden in der vorgelegten Rechnung weder die Ansprechkriterien für die Notkühlung noch der Ansprechdruck für das Öffnen der Sicherheitsventile am Druckhalter erreicht. Kurzfristig ist keine Handmaßnahme erforderlich. Langfristig ist anzustreben, den Inventarverlust aus den Dampferzeuger-Sicherheitsventilen zu beenden.

- Unbeabsichtigtes Öffnen einer BRU-K, BRU-A oder eines DE-SiV

Bei unbeabsichtigtem Öffnen einer Dampfumleit - (BRU-K) oder Dampf-abwurfstation (BRU-A), bzw. eines Dampferzeuger-Sicherheitsventils (DE-SiV), deren Kapazitäten 440 t/h (BRU) bzw. 250 t/h (DE-SiV) betragen, werden keine Kriterien des Reaktorschutzes oder Kriterien für das Schließen einer oder mehrerer SSA erreicht, weil der Dampfverlust durch die Regelung kompensiert wird. Durch Handmaßnahmen ist der Block außer Betrieb zu nehmen und das Leck abzusperrern.

- Bruch des Speisewassersammlers bzw. Ausfall aller Speisewasser-pumpen

Diese beiden Fälle verlaufen identisch unter der Voraussetzung der auslegungsgemäßen Funktion der Rückschlagklappen in den Speisewasserleitungen. Die Reaktorabschaltung erfolgt nach sekundärseitigem Druckabfall bzw. primärseitigem Druckanstieg nach ca. 4 min, wenn die Sekundärseite nahezu ausgedampft ist. Auch unter Berücksichtigung der weiteren Nachwärmeabfuhr durch Einspeisen und Verdampfen von Notspeisewasser in die nahezu leeren Dampferzeuger muß dieser Störfallablauf als unzulässig angesehen werden. Deshalb wird mit Nachdruck auf die im 35 Punkte-Programm geforderte Installation einer Reaktorabschaltung über niedrigen Dampferzeugerwasserstand ( $L_{DE,min} = -0,5 \text{ m}$ ) hingewiesen. Mit diesem Signal würde der Reaktor so rechtzeitig abgeschaltet, daß das Inventar in den Dampferzeugern selbst ohne Nachspeisung noch für eine Nachwärmeabfuhr von ca. 2 h ausreichen würde.

- Bruch einer Speisewasserleitung zwischen DE und Rückschlagklappe

Wegen des starken Druckabfalls im Speisewassersammler werden die Speisewasserpumpen automatisch ausgeschaltet. Es muß unterstellt werden, daß die Notspeisewasserpumpen auf das Leck fördern. In der vorliegenden KONTUR-Analyse wurde die Möglichkeit einer frühzeitigen Reaktorabschaltung aufgrund der Druckerhöhung in der DE-Box nicht berücksichtigt. Diese erfolgt erst durch Abschaltung des zweiten Turbosatzes nach ca. 4 min durch niedrigen Frischdampfdruck im

Sammler. Der Restwassergehalt in den nicht betroffenen Dampferzeugern ist nur noch für eine Nachwärmeabfuhr während ca. einer halben Stunde ausreichend. Deshalb sollte insbesondere für diesen Störfall in der Anfangsphase eine automatische Reaktorabschaltung vorgesehen werden, z.B.:

- bei Niveauabfall in einem Dampferzeuger,
- bei Niveauabfall in mindestens zwei Dampferzeugern oder bei Ausfall der Speisewasserpumpen.

In diesem Zusammenhang muß die Zweckmäßigkeit der gestaffelten Auslösung der Sprinkleranlage und der Reaktorabschaltung durch den Druckanstieg in der DE-Box überprüft werden, da sie im jetzigen Zustand u.U. zur Verhinderung der Reaktorabschaltung führen kann.

- Abriß einer Abschlämmlleitung (NW 80 bzw. NW 50)

Dieser Störfall wurde bisher nicht untersucht. Bei einem Abriß innerhalb der DE-Box ist zu ermitteln, ob das Abschaltkriterium infolge Druckaufbau in der Box erfüllt ist. Falls das Kriterium nicht erreicht wird bzw. falls sich die Leckstelle außerhalb der Box befindet, ist eine Kompensation des Wasserverlustes durch Haupt- und Notspisewasserversorgung anzunehmen. Eine automatische Abschaltung des Blockes würde nicht erfolgen. Hierzu sind detaillierte Störfallanalysen erforderlich.

#### 5.1.4 Primärkühlmittelverlust außerhalb des Druckraumsystems

Zu diesen Störfällen liegen keine Analysen vor. Die Leitungen des Notkühlsystems sind innerhalb des Druckraums durch zwei Armaturen und eine Rückschlagklappe abgesichert. Bei einem Bruch zwischen der Zuspisepumpe und der Rückschlagklappe in der Zuspiseleitung zur Primärwasserreinigungsanlage kann bei einem Einzelfehler (Versagen der Rückschlagklappe) ein Leck mit NW 50 außerhalb des Druckraums entstehen. Es ist zu erwarten, daß infolge der großen Rohrleitungslängen und der Strömungswiderstände im Wärmetauscher keine größeren Leckagen als beim Leck mit NW 32 auftreten. Das Leck muß

nach Ortung von Hand abgesperrt und die betreffenden Notkühlpumpen müssen abgeschaltet werden. Die Notkühlung muß über den intakten Strang sichergestellt werden. Sofern die Reaktorabschaltung nicht automatisch erfolgt ist, muß diese von Hand ausgelöst werden.

Meßleitungen führen nicht aus dem Druckraumsystem heraus. Lecks in Probeentnahmeleitungen werden thermohydraulisch beherrscht. Sie sind von Hand abzusperren.

#### 5.1.5 Reaktivitätsstörfälle

Die dokumentierte Basis zur Beurteilung von Reaktivitätsstörfällen ist für die Blöcke 1 bis 4 unzureichend.

Zur Untersuchung dynamischer Vorgänge in der Spaltzone standen früher nur Programme zur eindimensionalen Kühlkanalanalyse unter Berücksichtigung einer null- und eindimensionalen Neutronenkinetik zur Verfügung.

Der Entwicklungsstand der 3-dimensionalen Dynamikprogramme hat erst 1989 ein Niveau erreicht, das für Störfallanalysen für WWER-440 geeignet ist.

Für die Blöcke 1 bis 4 liegen Analysen für folgende Störfälle aus dem Vollastbetrieb vor:

- a) Auswurf des wirksamsten Steuerstabes
- b) Bruch der Frischdampfleitung im 2. Kreislauf und TSA
- c) Öffnen und Offenbleiben von 2 Dampfabwurfstationen und TSA

Die durchgeführten Analysen zeigen, daß bei dem unter c) genannten Störfall mit einer Rekritikalität zu rechnen ist, die jedoch nicht zu schwerwiegenden Auswirkungen führt.

Da die Konstruktion der Spaltzone und der Einbauten des Druckgefäßes der Typen W-230 und W-213 identisch sind, können die für W-213 (5. Block im KKW Greifswald) durchgeführten Störfallanalysen für die Blöcke 1 bis 4 ausgewertet werden.

Die Analysen für Kurzzeitprozesse in der Spaltzone sind übertragbar. Andere Prozesse, in denen die Auslegung des PKL eine wesentliche Rolle spielt, erfordern eine differenzierte Betrachtung.

Unter den genannten Voraussetzungen können die Analysen der folgenden Reaktivitätsstörfälle, die für den W-213 durchgeführt wurden, in die Betrachtung einbezogen werden:

- d) Unkontrolliertes Ausfahren von Steuerstäben (einzeln und gruppenweise bei Null- und Vollast)
- e) Auswurf des wirksamsten Steuerstabes (bei Null- und Vollast)
- f) Einfall des wirksamsten Steuerstabes
- g) Zuschalten von kalten Schleifen beim 3- und 5-Schleifenbetrieb

Störungen aus dem Leistungszustand sind für die Sicherheit von geringerer Bedeutung als Störungen aus Nulleistungszuständen.

Beim Auswurf von Steuerstäben bei Nullast (Fall e) ist mit einer Schädigung von 3 % der Brennstäbe zu rechnen. Beim Zuschalten von kalten Schleifen (Fall g) ist ebenfalls mit der Schädigung von Brennelementen zu rechnen.

#### 5.1.6 Ausfall der Eigenbedarfsversorgung/Notstromfall

Beim Notstromfall wird die Reaktorschnellabschaltung nach ca. 2 sec ausgelöst. Der Druck im Primärkreislauf steigt um maximal 3 bar. Der Ansprechwert der DH-SiV wird nicht erreicht. Die DE-SiV können in der Anfangsphase kurzzeitig ansprechen. Der Frischdampf wird über die Dampfabwurfstation geregelt abgegeben (BRU-A). In der Langzeitphase wird die Bespeisung der Dampferzeuger durch notstromversorgte Notspeisewasser-Pumpen gewährleistet.

#### 5.1.7 Ausfall mehrerer Hauptumwälzpumpen

Wegen des geringen Trägheitsmomentes der HUP muß beim Ausfall der Stromversorgung ein elektromechanischer Auslauf unter Nutzung der Auslaufenergie der Turbosätze für eine Mindestanzahl von HUP ge-

währleistet werden. Ein gleichzeitiger Ausfall von mehr als zwei HUP führt zur Reaktorschnellabschaltung.

Im Nachtrag zum Technischen Projekt ist eine Analyse des gleichzeitigen Ausfalls von vier der sechs HUP mit sofortigem Stillstand enthalten. In dieser Analyse kommt es zu einem Druckaufbau im Primärkreis bis zum Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile. An hochbelasteten Brennstäben kann kurzzeitiges Sieden auftreten. In diesem Fall sind Undichtigkeiten der Hüllrohre nicht auszuschließen.

Zum gleichzeitigen Ausfall aller sechs HUP liegen Analysen des sowjetischen Hauptkonstruktors (GIDROPRESS) und aus der bulgarischen Version des Programmes COBRA IIIC vor.

Demzufolge bleibt der Druck im PKL unterhalb von 16 MPa. Da die vorliegenden Rechnungen im einzelnen nicht nachvollziehbar sind, müssen eigene Analysen mit einem "best-estimate"-Programm durchgeführt werden.

#### 5.1.8 ATWS-Störfälle

ATWS-Störfälle wurden für diese Anlagen bisher nicht untersucht. Aussagen zum Maximaldruck und zum minimalen DNB-Verhältnis können ohne Analysen nicht gemacht werden.

#### 5.2 Durchzuführende Störfallanalysen

Es sind ergänzende Störfallanalysen für den Istzustand des WWER-440/W-230 mit dem Rechenprogramm ATHLET durchzuführen, um die bereits vorliegenden Analyseergebnisse abzusichern und bisher nicht betrachtete Störfallabläufe zu untersuchen. Diese Analysen sollten im Jahr 1990 durchgeführt werden. Für einen Zustand nach der Rekonstruktion könnten zu einem späteren Zeitpunkt zusätzliche Analysen erforderlich werden.

Wegen der engen Termsituation ist die Zahl der Analysen im Jahr 1990 auf vier, maximal fünf zu begrenzen. Unter Berücksichtigung der

Bedeutung und der Dringlichkeit wurden die folgenden Fälle ausgewählt:

1. Leck im kalten Strang mit einem Äquivalentdurchmesser von 32 mm, Notkühlung mit einer Notkühlpumpe EP 50 nach frühestens 115 sec (Berücksichtigung von TSA und Einzelfehler, Auslegungsfall)
2. Doppelendiger Abriß einer Verbindungsleitung mit NW 200 zwischen Druckhalter und Primärkreislauf, Notkühlung mit vier Notkühlpumpen EP 50 (Abriß der größten Anschlußleitung bei maximaler Notkühlkapazität) Variante mit 50 % Leistung
3. Ausfall aller sechs HUP unter Berücksichtigung ihres Trägheitsmomentes bei TSA (Ermittlung der maximalen Druckbelastung des Primärkreislaufes, Prüfung des DNB-Abstandes); Nebensequenzen sind nach der Durchführung der Hauptrechnung noch festzulegen, z.B. zeitlich gestaffelter Ausfall, Ausfall von 4 von 6 HUP
4. Notstromfall ohne Reaktorabschaltung (ATWS) mit dem Kernzustand zu Beginn einer Reaktorkampagne (erste Untersuchung zum Verhalten der Anlage bei ATWS-Störfällen)
5. Für den letzten Analysefall stehen folgende Möglichkeiten zur Disposition, wobei die konkreten Randbedingungen nach der endgültigen Auswahl festzulegen sind:
  - doppelendiger Bruch der Havarieboreinspeiseleitung NW 50 mit Strömungsbegrenzern und Rückströmen über den Sammler (Bruch der größten Anschlußleitung  $\leq$  NW 100)
  - Bruch der Frischdampfleitung mit Dampferzeugerheizrohrbruch als Folgeschaden (Ermittlung des Primärinventaraustrags zur Abschätzung der radiologischen Relevanz)
  - Bruch der Frischdampfleitung vor der Turbine (Absicherung vorliegender Rechnungen bezüglich Ansprechen der Verriegelung 6.4.19 zum Schließen der SSA)

Neben diesen neu durchzuführenden Störfallanalysen sind einzelne Analysen - wie in Kapitel 5.1 näher ausgeführt - fortzusetzen bzw. zu vertiefen.

5.3 Stellungnahme zu sicherheitserhöhenden Maßnahmen aus dem 35-Punkte-Programm der SAAS

Zu Punkt 6: Betriebsvorschrift zum Verhalten bei kleinen Lecks

Die Forderung nach Überarbeitung der Anlage 15 der BV-N01 wird unterstützt.

Zu Punkt 9: Wirbelstromprüfung der DE-Heizrohre

Die Wahrscheinlichkeit von Brüchen und möglichen Folgefehlern ist auf der Basis der Wirbelstromprüfungen zu quantifizieren. Davon ausgehend sind Notwendigkeit und Umfang neuer Störfallanalysen festzulegen.

Zu Punkt 11: Aufwärmanlage für das Notkühlwasser

Die vorgeschlagene Maßnahme erhöht die Zuverlässigkeit der Notkühlung.

Zu Punkt 16: Einbau der SSA

Der Einbau der FD-Schnellschlußarmaturen hat einen entscheidenden Einfluß auf den Störfallablauf bei Lecks im Frischdampfsystem. Bei den vorangegangenen Bewertungen wurde der Einbau bereits unterstellt.

Zu Punkt 17: Schutzanregung bei niedrigem DE-Wasserstand

Störfallanalysen zeigen, daß es zwingend erforderlich ist, den Reaktor bei Unterschreiten des zulässigen Höhenstandes in einem Dampferzeuger abzuschalten. Dabei sollten nach Möglichkeit zwei diversitäre Signale genutzt werden, z.B. Grob- und Feinhöhenstandsmessung unter Einbeziehung eines Zeitgliedes (ca. 20-30 sec) zur Vermeidung von Fehlanregungen.

Zu Punkt 19: Kühlwasserversorgung der Notstromdiesel

Aus der Sicht der Störfallanalyse ist eine Erhöhung der Zuverlässigkeit der Notstromdiesel von essentieller Bedeutung.

#### Zu Punkt 20: Leistungsdichte-Überwachung

Im Zusammenhang mit der späteren Einführung eines DNB-Signals werden die geplanten Maßnahmen zur Leistungsdichte-Überwachung für erforderlich erachtet.

#### Zu Punkt 21: Leckdetektionssystem

Zur Störfallbeeinflussung durch Personalhandlungen und zur Nutzung des Kriteriums "Leck vor Bruch" ist eine möglichst genaue Leckortung wünschenswert, insbesondere vor dem Hintergrund der Möglichkeit eines Absperrrens einzelner Schleifen mittels der Hauptabsperrschieber.

#### Zu Punkt 31: Anlageninterner Notfallschutz

Das Schwergewicht der diskutierten Accident-Management-Maßnahmen liegt in der Aufrechterhaltung der sekundärseitigen Wärmesenke. Darin treffen sich die Vorstellungen des SAAS und des Kombinats Kernkraftwerke mit dem Ergebnis der Deutschen Risikostudie, Phase B. Realisierungsmöglichkeiten sind z.B.

- Verbindung der Notspeisesysteme aller Blöcke
- diversitäre Einspeisung in die Abschlämleitungen aller Blöcke
- mobile Pumpe mit autarkem Antrieb
- Einspeisung aus dem Speisewasserbehälter durch Druckgefälle

Primärseitige Maßnahmen zur Leckageergänzung sind durch Einbeziehung von Nachbaranlagen in dem Maßnahmenkatalog enthalten.

#### • Ergänzung zum 35-Punkte-Programm

- Empfohlen wird die Überprüfung der Realisierbarkeit eines kurzfristigen Austauschs der Pumpen EP 50 gegen die Pumpen vom Typ ZN 65 in den Blöcken 1 und 2. Der Vorteil wäre eine höhere Zuverlässigkeit und eine Erhöhung der Notkühlwirksamkeit, insbesondere bei niedrigen Drücken.

- Überprüfung der Möglichkeit der Aufstellung einer zusätzlichen ND-Notkühlpumpe bzw. Nutzung einer vorhandenen ND-Pumpe zur Einspeisung in den Primärkreislauf als AM-Maßnahme.

Schwere Bedenken bestehen gegen einen Weiterbetrieb der Anlagen unter Beibehaltung des projektgemäßen Notkühlkonzeptes entsprechend einem Auslegungsleck von 32 mm Äquivalentdurchmesser. Falls unter "best-estimate" Bedingungen nicht nachgewiesen werden kann, daß keine Überschreitung des zweiten Projektgrenzwertes gemäß OPB 82 beim Abriß der größten Anschlußleitung auftritt (vergleiche Absatz 5.2), wurden in der Arbeitsgruppe "Störfallanalysen" die folgenden Alternativen diskutiert:

- Hinsichtlich der Ausbildung von schweren Kernschäden beim Abriß von Primärkreislauf-Anschlußleitungen bis hin zum doppelendigen Abriß der größten Anschlußleitung, der Volumenausgleichsleitung, zeigen Abschätzungen mit teilweise konservativen Annahmen, daß beim Betrieb der Anlage mit bis auf etwa 50 % abgesenkter Reaktorleistung mittels des vorhandenen Notkühlsystems (ohne die Annahme des Notstromfalls und der Unterstellung des Einzelfehlers) Kernschmelzen wahrscheinlich verhindert werden kann. Zur Absicherung der Ergebnisse der auf vereinfachten Massen- und Energiebilanzen beruhenden Abschätzungen sind Analysen mit fortschrittlichen Notkühlprogrammen erforderlich.
- Eine weitere Möglichkeit zur Erhöhung der Notkühlwirksamkeit wird in der Stilllegung je eines Blocks pro Doppelblock bei weiterer Nutzung von Sicherheitssystemen für den weiterbetriebenen Block gesehen. Durch Zuordnung eines vierten Diesels zum Betriebsblock ist auch im TSA-Fall eine Einspeisung mit vier Notkühlpumpen möglich (ohne Einzelfehler). Im Zuschalten weiterer (maximal 4) Pumpen des Nachbarblocks von Hand wird ein Potential zur Schadensminderung bei größeren Lecks gesehen, insbesondere in der Niederdruckphase. Durch Nutzung des Notspeisewassersystems des stillgelegten Blocks wird die Verfügbarkeit der sekundärseitigen Wärmesenke verbessert. Wegen der relativ großen Wasservorräte in den DE steht ausreichend Zeit für eine Zuschaltung von Hand zur Verfügung.

Die sowjetischen Fachleute äußerten zu diesen Varianten prinzipielle Bedenken wegen möglicher Einschränkungen von Stabilität und Zuverlässigkeit des Betriebs. Die sicherheitstechnischen Vor- und Nachteile von Lösungsmöglichkeiten müssen gegeneinander abgewogen werden.

#### 5.4 Thermohydraulik zur Ausbildung von Kaltwasserstrahlen (KWS)

KWS sind für die Beurteilung der Sprödbruchsicherheit des RDB von essentieller Bedeutung, besonders wenn sie bei hohem Druck des Primärsystems und asymmetrisch über dem Umfang des Ringraums verteilt auftreten. Von besonderem Interesse sind KWS in Höhe des Kernbereichs mit der durch die Einwirkung der Neutronenstrahlung erhöhten Sprödbruchübergangstemperatur von Grundmaterial und Schweißnaht.

Von ihrer Entstehung her sind KWS in zwei Gruppen einzuteilen: Einerseits sekundärseitige Unterkühlungstransienten, andererseits primärseitige durch das Notkühlsystem teilweise kompensierbare Lecks. Außerdem ist die Überlagerung beider Gruppen zu betrachten.

Analysen zu dieser Thematik wurden vom sowjetischen Hersteller "GIDROPRESS" in den Jahren 1984 und 1987 durchgeführt, wobei die 1987 durchgeführten Berechnungen nur bedingt für die Blöcke 1-4 anwendbar sind, da sie bereits die Umbindung der Notkühl-Einspeisung auf die heißen Stränge voraussetzen. Untersuchungen für WWER-440/W-213 Reaktoren sind auch für die Bewertung heranzuziehen, weil wie bei den Blöcken 1-4 ebenfalls kaltseitige Einspeisung der Hochdruck-Notkühlpumpen vorliegt. Außerdem unterscheidet sich die Geometrie des Ringraums nicht. Zu diesen Untersuchungen gehören Messungen in der sowjetischen Anlage KOLA-IV und die probabilistische PTS ("Pressurized Thermal Shock") Studie für die finnische Anlage LOVIISA. Einschränkend ist festzustellen, daß diese Anlagen vom Typ WWER-440/W-213 mit einem Notkühlsystem von höherer Kapazität und einer ungleichmäßig auf die Kreisläufe verteilten Einspeisung ausgerüstet sind. An der Technische Hochschule Zittau wurden des weiteren experimentelle und analytische Untersuchungen

zur Strömungsverteilung von großvolumigen KWS im Ringraum und unterem Plenum durchgeführt, wie sie bei sekundärseitigen Unterkühlungstransienten auftreten können.

Für das Auftreten von großvolumigen KWS aus einzelnen kalten Strängen infolge von sekundärseitigen Unterkühlungstransienten ist ein Kühlmittelumlauf im Primärsystem erforderlich. Dagegen können KWS infolge der HD-Notkühleinspeisung nur bei sehr kleinen Strömungsgeschwindigkeiten oder bei Stagnationszuständen auftreten, z.B. bei sehr niedrigen Nachzerfallsleistungen zu Beginn einer Kampagne oder bei vorübergehenden Schleifenverschluß.

Von Bedeutung für asymmetrische KWS sind auch die bei primärseitigen Lecks vorgesehenen Handmaßnahmen zur Leckdetektion und -ortung. Durch das Absperrern einer Gruppe von jeweils drei Strängen mittels der Hauptabsperrschieber und der zugehörigen Ventile in den Sammlern der HD-Einspeisung treten asymmetrische Einspeisungen mit lokal verdoppelten Einspeiseraten auf. Dies wird in neuen Analysen der Kraftwerks-Union beachtet, ebenso die Tatsache, daß zwischen den Einspeiseraten der HD-Notkühlpumpen der Blöcke 3 und 4 erhebliche Unterschiede zu den vorher in den Analysen zugrunde gelegten Einspeiseraten der HD-Notkühlpumpen der Blöcke 1 und 2 bestehen.

Hinsichtlich der KWS aufgrund der HD-Notkühlung ist festzustellen, daß in den bisher vorliegenden Analysen erhebliche Konservativitäten berücksichtigt wurden. Zum Teil wurden in den sowjetischen Analysen empirische Gleichungen auf der Basis von Modellversuchen (Maßstab 1 : 7) verwendet, deren Ergebnisse sich im nachhinein durch den Vergleich mit den o.g. Messungen an der Anlage KOLA-IV als überholt erwiesen haben. In anderen Analysen wurde ein Modell einer "vollständigen Vermischung" des HD-Notkühlwassers mit einem stagnierenden Volumen in einem definierten Kontrollbereich von Ringspalt und einem Teil des unteren Plenums verwendet, das den physikalischen Vorgängen bei der Bildung von KWS ungenügend Rechnung trägt. Nach den KOLA-Versuchen ist zu erwarten, daß die von der HD-Einspeisung durch die Notkühlpumpen EP 50 (Blöcke 1-2) stammenden KWS bis zur Position der Schweißnaht im Kernbereich nahezu vollständig vermischt sind.

Von der KWU liegt eine Vorabinformation zu den Fluid-Fluid-Mixing-Analysen mit dem Ergebnis vor, daß infolge der HD-Notkühleinpeisung keine stärkeren Temperaturunterschiede zwischen Kaltwasserstrahlen und Umgebungsfluid als etwa 30 K auf die Schweißnaht im Bereich der aktiven Zone wirken. Die Analysen basieren auf HDR-Experimenten, die mittels der Theorie der planaren Strahlen nach Chen/Chen geordnet wurden. Die Vermischungsintensität nimmt mit wachsendem Einspeisemassenstrom zu, so daß das o.g. Ergebnis nur schwach vom Einspeisemassenstrom abhängt.

Kompensierbare Lecks sind hinsichtlich der Druckbelastung ungünstiger zu bewerten als der Auslegungsfall mit einem Leck von NW 32, da der Druck im Verlauf der Transiente wieder ansteigt.

Von den sekundärseitigen Unterkühlungstransienten wurde in den sowjetischen Analysen der vollständige Abriß der Frischdampfleitung als abdeckend betrachtet. Dieser Fall ist gekennzeichnet durch das Ansprechen der Verriegelung 6.4.19, die zum Schließen der Schnellschlußarmatur und der Speisewasserversorgung sowie Abschalten der HUP im betroffenen Strang führt. Da mindestens drei der übrigen HUP geregelt innerhalb von etwa 3 min auslaufen, wird der primärseitige Strang, der vom Abriß der Frischdampfleitung betroffen ist, in umgekehrter Richtung durchströmt. Im etwa gleichen Zeitraum ist der Dampferzeuger bereits weitgehend entleert. Folglich steht zwischen der Beendigung des Pumpenauslaufs und der Entleerung des Dampferzeugers nur eine relativ kurze Zeitspanne für den Eintrag einer großvolumigen KWS in den Ringraum zur Verfügung. Es ist zweifelhaft, ob mit dem Totalabriß der Frischdampfleitung kleinere Frischdampfleitungslecks hinsichtlich der Sprödbbruchgefährdung abgedeckt sind.

Abschließend ist festzustellen, daß die für die Blöcke 1-4 vorliegenden Analysen nicht ausreichend und soweit vorhanden auch wegen fehlender Nachvollziehbarkeit nicht belastbar genug sind, um eine eindeutige Bewertung zu ermöglichen. Es wird empfohlen, belastbare und abdeckende Analysen zur Ausbildung von KWS in Anlehnung an die in Finnland erstellte PTS-Studie für LOVIISA mit dem Schwerpunkt asymmetrischer Unterkühlungstransienten durchzuführen und zur Bewertung vorzulegen.

### 5.5 Begleitende Arbeiten zur Verifizierung eingesetzter Rechenprogramme

Die vorhandenen Rechenprogramme sind vor allem im Bereich der primärseitigen Dampferzeugerströmung nicht ausreichend verifiziert. Zu diesem Problemkreis wurden Experimente an den Anlagen PMK, REWET III, an einer Versuchsanlage bei GIDROPRESS (UdSSR) und in Vitkoviz (CSSR) durchgeführt. Diese sowie die an den neuen Versuchsständen PACTEL in Finnland und dem Dampferzeuger-Versuchsstand in Vitkoviz (CSSR) geplanten Versuche, müssen näher betrachtet und bewertet werden.

Es wird empfohlen, daß die zuständigen Stellen in der Deutschen Demokratischen Republik und in der Bundesrepublik Deutschland baldmöglichst eine detaillierte Bewertung der experimentellen Ergebnisse und ihre Verwertung für die Programmverifikation durch ihre jeweiligen Fachleute vornehmen lassen.

### 5.6 Sicherheitstechnische Anforderungen

Auf der Basis der vorangegangenen Untersuchungen werden die folgenden Empfehlungen für sicherheitstechnisch notwendige Ertüchtigungsmaßnahmen abgeleitet:

- HS 2-Anregung durch "Druck in Dampferzeugerbox hoch" von 1,3 auf 1,2 bar herabsetzen
- HS 1-Anregung durch "Druckhalterwasserstand tief" (logische "und"-Verknüpfung) von 2,4 m auf 2,56 m erhöhen
- HS-Anregung durch "Wasserstand tief in Dampferzeugern" nachrüsten
- Einbau der Schnellschlußarmaturen in die FD-Leitungen der Blöcke 2 und 4
- Austausch der Notkühlpumpen EP 50 gegen ZN 65 oder Anschluß zusätzlicher bzw. Nutzung vorhandener Niederdruck-Notkühlpumpen
- Durchführung von Analysen zur Ausbildung von Kaltwasserstrahlen in Anlehnung an die in Finnland für die Anlage LOVIISA durchgeführte Studie mit Schwerpunkt asymmetrische Unterkühlungstransienten und Vorlage dieser Analysen zur Bewertung.

- Erweiterung des Auslegungsleckstörfalls auf den Abriß der größten Anschlußleitung unter Berücksichtigung von TSA und Einzelfehler; für den kurzfristigen Weiterbetrieb ist nachzuweisen, daß unter "best-estimate"-Bedingungen keine Überschreitung des zweiten Projektgrenzwertes gemäß OPB 82 bei Lecks bis zum Abriß der größten Anschlußleitung auftritt.
- Errichtung einer separaten Aufwärmanlage für das Notkühlwasser; für den kurzfristigen Weiterbetrieb ist durch betriebliche Maßnahmen sicherzustellen, daß während der Verwendung der Notkühlpumpen für diesen Zweck keine wesentliche Einschränkung der Verfügbarkeit der Notkühlpumpen eintritt.
- Verbindung der Notspeisesysteme aller Blöcke
- Verbindung der Havariebor-Einspeisung zwischen Nachbarblöcken
- diversitäre Einspeisung in die Abschlammleitungen der Dampferzeuger
- Bereitstellung einer mobilen Pumpe mit autarkem Antrieb für sekundärseitige Bespeisung
- Nutzung der Einspeisemöglichkeit aus dem Speisewasserbehälter durch Druckgefälle
- Im Rahmen einer umfangreichen Rekonstruktion ist die ausreichende Notkühlung für den doppelendigen Abriß der HUL nachzuweisen (Überschreitung des Interventionsniveaus Evakuierung).

## 6. DAS DRUCKRAUMSYSTEM ALS SICHERHEITSEINSCHLUSS

Der Sicherheitseinschluß der Blöcke 1-4 des Kernkraftwerks Greifswald erfüllt nicht die in den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke /2/ festgelegten Anforderungen.

## 6.1 Derzeitige Auslegung des Druckraumsystems

### 6.1.1 Prinzipielle Funktion

Die Komponenten des Primärkreislaufes der Reaktoren WWER-440/W-230 sind in einem Druckraumsystem (DRS) installiert, welches die Funktion eines Sicherheitseinschlusses erfüllen soll. Für den Auslegungsfall (s. Kap. 6.1.3) werden Druck und Temperatur im DRS mit einem Sprinklersystem (Gebäudesprühanlage) begrenzt bzw. langfristig abgesenkt. Aus dem Primärsystem in das DRS freigesetzte radioaktive Stoffe werden unter Nutzung von chemischen Zusätzen zum Sprinklerwasser aus der Atmosphäre ausgewaschen. Für auslegungsüberschreitende Leckstörfälle besteht eine Überdrucksicherung durch einfach ausgeführte Klappen (Ex-Klappen), die vor Erreichen des Auslegungsdruckes des DRS öffnen. Auf diese Weise werden zunächst grosse Anteile der nichtkondensierbaren Gase (Luft) aus dem DRS ausgeschoben. Nach Schließen der Ex-Klappen werden die kondensierbaren Gase (Dampf) mittels der Sprinkler-Einrichtung niedergeschlagen.

Dabei wird vorausgesetzt, daß Brennelementschäden mit einer erhöhten Aktivitätsfreisetzung erst nach dem Schließen der Ex-Klappen auftreten und die langzeitige Leckage aus dem DRS gering gehalten werden kann.

### 6.1.2 Aufbau

Das Druckraumsystem besteht aus insgesamt 23 Räumen. In diesen Räumen sind alle Haupt- und Nebenanlagen der Reaktoranlage untergebracht, in denen bei Leistungsbetrieb Druck und Temperatur des Primärkreislaufes anstehen.

Das Gesamtvolumen der Räume umfaßt ca. 14000 m<sup>3</sup>. Die meisten Räume sind durch große, nicht verschließbare Öffnungen miteinander verbunden. Einige Räume sind durch Überdruckklappen mit dem übrigen DRS verbunden. Die Klappen dieser Räume öffnen bei Druckaufbau nur in Richtung des DRS. Das DRS ist für einen maximalen Innendruck von 2 bar ausgelegt. Die Raumwände bzw. -decken übernehmen gleichzeitig

die Funktion der Strahlungsabschirmung zu den angrenzenden begehbaren Räumen. Die Räume sind mit einer Stahlblechhauskleidung abgedichtet. Der obere Bereich des Reaktorschachtes ist durch eine demontierbare Schutzhaube verschlossen.

Zur Druckbegrenzung und Entlastung ist das DRS mit 8 Überdruckklappen NW 1130 und 1 Überdruckklappe NW 520 ausgerüstet. Die kleine Ex-Klappe öffnet bei einem Druck im DRS von 1,6 bar, die großen Klappen öffnen bei 1,8 bar. Die Druckraumatmosfera wird bei geöffneten großen Klappen über zwei Abblaseschächte in die Umgebung abgegeben. Von der kleinen Klappe führt eine Rohrleitung direkt ins Freie.

### 6.1.3 Auslegungsstörfälle

In Übereinstimmung mit der Sicherheitskonzeption der Gesamtanlage wurde der Auslegung des DRS der Abriß einer Anschlußleitung NW 100 an den PKL mit Ausflußbegrenzer (NW 32) zugrunde gelegt. Unter Berücksichtigung der Wirkung der Sprinkleranlage soll der Druck im DRS in diesem Fall nicht den Ansprechdruck der Ex-Klappen erreichen. Durch die Sprinkleranlage soll der Überdruck im DRS in max. 30 min abgebaut werden. Für diesen Störfall wird davon ausgegangen, daß keine Schäden an den Brennelementen der Spaltzone auftreten. Es werden nur die bei Normalbetrieb im Kühlwasser des PKL enthaltenen radioaktiven Stoffe in das DRS freigesetzt.

Zusätzlich ist das DRS nach den Angaben des sowjetischen Generalprojektanten (Techn. Projekt 1968) für ein Leck mit der Größe NW 200/1 F am PKL ausgelegt. Der hierfür im DRS entstehende Druck überschreitet den Öffnungsdruck der Ex-Klappen. Das Dampf-Luft-Gemisch wird in die Umgebung abgeblasen. Nach dem ersten Ausschub sollen die Klappen wieder dicht schließen. Dabei ist von einem mehrmaligen Öffnen und Schließen der Klappen auszugehen. Für die Aktivitätsfreisetzung bedeutet dies, daß mit dem ersten Ausschub nur die im PKL im Normalbetrieb enthaltene Aktivität in die Atmosphäre gelangt. Bis zum möglichen Auftreten von Brennstabschäden durch Überhitzung sollen die Ex-Klappen geschlossen und das DRS abgedichtet sein. Durch die Sprinkleranlage wird langfristig

ein Druckabbau erwartet. Zu diesem Störfall liegen in den Projektunterlagen keine Berechnungsergebnisse vor.

#### 6.1.4 Dichtheitsanforderungen an das DRS

Die erforderliche Dichtheit des DRS wurde im sowjetischen Technischen Projekt (TP) für den Auslegungs-Störfall "Leck NW 32" bestimmt und zwar unter folgenden Bedingungen:

- Die Gesamtkörperbelastung des Personals, das sich während des Störfalls in den angrenzenden Räumen aufhält, darf 5 rem (50 mSv) nicht übersteigen.
- Die Lüftungsanlagen in begehbaren Räumen arbeiten während des Störfalls normal weiter.

Es wurde eine zulässige Leckrate aus dem DRS in die angrenzenden Räume von ca. 3600 m<sup>3</sup>/h berechnet. Der Prüfdruck zur Ermittlung der Leckage wurde in Übereinstimmung mit dem für das Leck NW 32 berechneten max. Raumdruck auf 1,25 bar festgelegt.

#### 6.1.5 Tragfähigkeit des Gebäudes

Die maximal zulässige Belastung des DRS mit Innendruck wurde im Projekt mit 2,0 bar angegeben. Ein Festigkeitsnachweis für das Gebäude liegt vom sowjetischen Projektanten nicht vor. Eine Druckprobe mit dem Auslegungsdruck oder darüber wurde bisher nicht durchgeführt. Nachrechnungen der Bauakademie der DDR ergaben, daß das DRS bei Auslegungsdruck keine Festigkeitsreserven besitzt.

#### 6.1.6 Abdichtung des DRS / Dichtheitsprüfung

Zur Abdichtung ist das DRS mit einer verschweißten Stahlblechauskleidung versehen. Für die Durchführungen durch die Wände und Decken, wie Türen, Luken, Rohrleitungen, Kabel, Wellen wurden Konstruktionen entwickelt, die zwar die obigen Dichtheitsanforderungen erfüllen, aber dem heutigen Stand der Technik nicht mehr ent-

sprechen. Dabei gibt es verschiedene Schwachstellen, wie z.B. die Wellendurchführungen von Lüftungsventilatoren. Eine Dichtheitsprüfung des DRS wird jährlich als Druckabfallmessung (Preßluft bei Umgebungstemperatur) mit dem genannten Prüfdruck durchgeführt. Die zulässige Leckrate wurde bei allen 4 Blöcken stets unterschritten. Die ermittelten Leckraten liegen in einem Bereich von 250 bis 2300 m<sup>3</sup>/h.

#### 6.1.7 Abschluß des DRS im Anforderungsfall

Einzelne Räume des DRS müssen bei Betrieb turnusmäßig zu Kontroll- und Wartungsarbeiten begangen werden. Der Zugang zu den Räumen des DRS erfolgt über Schleusen bzw. Doppeltüren, so daß bei Begehen des DRS während des Betriebes der Anlage die Dichtheit stets gewährleistet ist. Die Be- und Entlüftungsanlagen, deren Leitungen aus dem DRS herausgeführt sind, besitzen zur Absperrung bei Druckaufbau im DRS entweder gewichtsbelastete Überdruckklappen oder Motorclappen mit E-Antrieb. Diese Absperrungen sind jeweils nur einfach vorhanden. Die Schließzeiten der E-Armaturen liegen zwischen 30 sec (NW 250) und ca. 60 sec (NW 1000). Die E-Antriebe sind an die Notstromversorgung angeschlossen. Die Steuerung der E-Antriebe erfolgt über eine Messung des Raumdrucks (Schließimpuls bei 25 mm WS Überdruck). Die Anlagen zur dosimetrischen Raumüberwachung (Gasaktivitäts- und Aerosolmessung) besitzen ebenfalls Motorventile und werden gleichzeitig mit den Lüftungsleitungen geschlossen. Alle anderen Rohrleitungen - auch die, die an den PKL angeschlossen sind - besitzen keine Absperrarmaturen, die bei Druckanstieg im DRS automatisch geschlossen werden.

#### 6.1.8 Betrieb des DRS

Die Abführung der von den technologischen Anlagen an die Raumluft abgegebenen Wärme erfolgt hauptsächlich über eine redundant ausgelegte Umluftkühlanlage (R 1). Die Wärme wird in Luftkühlern an ein Nebenkühlwassersystem (ZKKL-KKW) abgeführt. Die Belüftung des Raums (A 102) für die Antriebe der HUP und HAS erfolgt durch Be- und Entlüftungsanlagen (P 4 und W 4), da der Raum bei

Blockbetrieb periodisch begangen werden muß. Im gesamten DRS wird aus Strahlenschutzgründen ständig durch eine Entlüftungsanlage (W 2) ein Unterdruck von 20 bis 30 mm WS gehalten. Die Abluft aus dem DRS wird in Luftfiltern von radioaktiven Stoffen gereinigt (W 2 Aerosol- + Jodfilter, W 4 Aerosolfilter), bevor sie über den Abgaskamin in die Umgebung abgegeben wird.

Für die Anlagen und Ausrüstungen des DRS sind folgende automatische Verriegelungen abhängig vom Raumdruck eingeführt:

- + 25 mm WS: - Schließen der Motorarmaturen in den Abluftleitungen
- Abschalten der Zu- und Abluftanlagen
- Schließen der Armaturen in den Dosimetrieleitungen
  
- + 0,2 kp/cm<sup>2</sup>: - Inbetriebnahme der Sprinkleranlage  
Überdruck  
(120 kPa)
  
- + 0,3 kp/cm<sup>2</sup>: - Abschalten des Reaktors durch den Havarieschutz  
Überdruck HS 2  
(130 kPa)

#### 6.1.9 Sprinkleranlage

Die Sprinkleranlage besteht aus 3 Pumpen (Durchsatz je 400 m<sup>3</sup>/h), 2 Kühlern und 3 Düsensträngen im DRS. Im Anforderungsfall sind 2 Pumpen, 2 Kühler und 2 Düsenstränge in Betrieb. Das Wasser entnehmen die Pumpen aus dem Havarieborbehälter. Der Wasservorrat beträgt 800 m<sup>3</sup>.

Da das Wasser im Havarieborbehälter auf ca. 60 °C erwärmt ist, muß es zur Verbesserung der Sprühwirkung auf ca. 40 °C abgekühlt werden, bevor es in das DRS eingesprüht wird. Das Sprühwasser einschließlich der Leckagen aus dem PKL läuft in den Havarieborbehälter zurück. Die Sprinklerkühler werden so gleichzeitig zur Abführung der Nachwärme aus dem DRS genutzt. Die Wärme wird in den Kühlern an das Nebenkühlwasser (Techn.-Wasser) abgegeben.

#### 6.1.10 Wiederholungsprüfungen

- Dichtheitsprüfung der Räume: s. Kap. 6.1.6
- Lüftungsarmaturen: Die Schließfunktion der Motorklappen in den Abluftleitungen wird monatlich geprüft. Die Dichtheit der Klappen wird gemeinsam mit der des DRS geprüft (Unterdruckprüfung). Die Überdruckklappen der Zuluftanlage P 4 (A 102) werden nur auf ihren Verschleißzustand überprüft (Dichtfläche, mechanische Beweglichkeit).
- Ex-Klappen des DRS: Jährlich werden 50 % der Klappen überprüft. Es wird gemäß Prüfvorschrift die Zugkraft zum Öffnen der Klappen gemessen und die Dichtheit mit Preßluft (Einbau eines Zwischenbodens) überprüft.
- Türen, Luken, Wellendurchführungen, Kabelversatzteile: Die Prüfung der Dichtheit dieser Ausrüstungen wird gemeinsam mit der integralen Prüfung des DRS durchgeführt.

### 6.2 Sicherheitstechnische Bewertung

#### 6.2.1 Leckagen des DRS bei Störfällen

Nach /3/ beträgt die max. zulässige Leckrate für das DRS 3600 m<sup>3</sup>/h bei einem Druck von 1.25 bar. Dieser Maximalwert führt zu einer Luftwechselzahl von 6/d (= 600 Vol.-%/d) für das Raumsystem. Wesentliche Beiträge zu diesem hohen Wert liefern die Wellendurchführungen der Umluftanlage zur Kühlung des DRS sowie undichte Lüftungsarmaturen. Der zulässige Wert von 3600 m<sup>3</sup>/h wird insbesondere für die Blöcke 1 und 2 bis zu 2/3 ausgeschöpft. Nach Angaben des Betreibers /3/ soll die max. Leckrate durch entsprechende Ertüchtigungen auf 300 m<sup>3</sup>/h begrenzt werden. Die damit erreichbare Luftwechselzahl von 0.5/d ist, verglichen mit den Genehmigungswerten in der BRD für große, trockene Sicherheitsbehälter von 0.25 Vol.-%/d bei Auslegungsdruck, noch immer sehr hoch. Vergleicht man wegen der unterschiedlichen Größen der den Primärkreis umschließenden Raumbereiche direkt die Werte in m<sup>3</sup>/h, ergibt sich noch ein Verhältnis von ca. 40. Ob dieser Wert auch beim Auslegungsdruck (ca. 2 bar) für das DRS gilt und ob die radiologischen Belastungen in

der Umgebung der Anlage aufgrund derart hoher Leckagen im Verlaufe von Störfällen zulässig sind, ist zu überprüfen (siehe Kap. 6.4).

#### 6.2.2 Isolationsabschluß von Durchdringungen des DRS

Grundvoraussetzung für die Funktion des Druckraumsystems als Sicherheitseinschluß ist ein zuverlässiger Isolationsabschluß der Durchdringungen des DRS bei Störfalleintritt. Z.B. kann durch den Bruch von Leitungen außerhalb des DRS, die mit dem Primärkreislauf in Verbindung stehen, das DRS in seiner Funktion umgangen werden. Daher sind derartige Leitungen prinzipiell mit 2 Absperrarmaturen, je eine innen und außen, zu versehen. Dieses Prinzip ist in den Blöcken 1-4 nicht konsequent eingehalten worden (s. Kap. 7.3.6). Auch befinden sich eine Vielzahl von Lüftungsarmaturen während des Leistungsbetriebs in geöffnetem Zustand. Diese Armaturen sind nur einfach vorhanden und führen bei Versagen im Anforderungsfall zu hohen Freisetzungen aus dem DRS in angrenzende Gebäudebereiche. Hier kann es zu einer Beeinträchtigung von Kontroll- und Bedienungshandlungen kommen. Absperrarmaturen, Rohrleitungs- und Kabeldurchdringungen müssen im Bereich der Durchdringungen auch gegen Folgeschäden ausströmender Medien, Reaktionskräfte und Bruchstücke geschützt werden. Inwieweit eine derartige Forderung für die hier betrachteten Anlagen erfüllt ist, sollte überprüft werden.

#### 6.2.3 Überdrucksicherung des DRS

Zur Absicherung des Druckraumsystems gegen ein Überdruckversagen als Folge einer die Auslegungsgrundlage (Bruch NW 32) überschreitenden Massen- und Energiefreisetzung aus den Kühlkreisläufen in das DRS, sind je Block neun sog. Ex-Klappen installiert. Die Abströmung aus dem DRS erfolgt über diese Klappen und zwei anschließende Schächte unmittelbar in die Umgebung. Das Prinzip des Sicherheitseinschlusses wird beim Ansprechen der Klappen verletzt. Wesentlich ist aber, daß die Klappen während eines Kühlmittelverlustes (KMV) in der Störfallphase ansprechen, in der noch nicht mit dem Auftreten von Brennstabschäden durch eine Überhitzung des Kernbereiches zu rechnen ist. Dieses sollte durch die Auslegung der Notkühlsysteme abge-

sichert sein. Ist diese Voraussetzung gegeben, kann bei auslegungsüberschreitenden Störfällen in der frühen Phase nur ein Teil der bei Störfalleintritt im PKL vorhandenen Aktivität in die Umgebung freigesetzt werden.

Soll das DRS die Aufgabe eines langzeitigen Sicherheitseinschlusses erfüllen, kommt dem zuverlässigen Schließen und der Dichtheit der Ex-Klappen nach erfolgter Druckabsenkung im DRS und einem funktionsfähigen Sprinklersystem eine sicherheitstechnisch große Bedeutung zu. Die Zuverlässigkeit der Ex-Klappen bildet somit eine entscheidende Rolle bei der Bewertung des DRS als Sicherheitseinschluß.

#### 6.2.4 Kabeldurchführungen durch das DRS

Kabeldurchführungen aus dem DRS heraus sind fest mit dem Bauwerk verbunden. Die Kabel sind in Röhren von NW 50 verlegt und mittels Vergußmasse oder PUR-Schaum abgedichtet. Kabeldurchführungen müssen so ausgeführt sein, daß durch Druck- und Temperatureinwirkungen die Dichtheit nicht in Frage gestellt ist. Das Verhalten von PUR-Schaum oder der verwendeten Vergußmasse unter Störfallbedingungen sollte überprüft werden. Auch Folgeschäden durch ausströmende Medien (z.B. direkte Strahlbeaufschlagung) sollten beherrschbar sein.

#### 6.2.5 Bauwerksbeanspruchungen

Die Belastbarkeit der Baustruktur des DRS durch einen quasistationären Druckaufbau im Raumsystem wird in verschiedenen Unterlagen (z.B. /4/, /5/) mit 2,0 bar angegeben. Eine entsprechende Nachweisführung liegt für diesen Wert nicht vor. Bei auslegungsüberschreitenden Störfällen, wie z.B. einem Bruch im PKL mit einem Leck äquivalent NW 200, muß zusätzlich mit dem Auftreten größerer Druckdifferenzen zwischen den einzelnen Räumen des DRS gerechnet werden.

Dynamische Beanspruchungen der Strukturen des DRS durch unter Druck ausströmende Medien, schlagende Rohrleitungen, Reaktionskräfte auf die Verankerungen einzelner Komponenten und Bruchstücke,

die zu geschoßartigen Belastungen führen können, müssen abgeschätzt werden, um den Erhalt der Integrität des DRS während auslegungs-überschreitender KMV-Störfälle bewerten zu können.

#### 6.2.6 Sprinklersystem und Kühler

Zur Begrenzung des Partialdruckaufbaus durch kondensierbare Gase, die während eines Störfalles aus den Kühlkreisläufen in das DRS freigesetzt werden (vor allem Wasserdampf) ist ein Sprinklersystem in der Dampferzeuger-Box installiert. Von der Wirksamkeit dieses Systems ist es abhängig, ob im Verlaufe von KMV-Störfällen die Ex-Klappen ansprechen und nach einem Ansprechen wieder schließen. Das in die DE-Box eingesprühete Wasser bildet neben den Strukturen der Wände und Einbauten die einzige Wärmesenke zur langzeitigen Nachwärmeabfuhr aus dem DRS. Zusätzlich dient das Sprinklersystem durch entsprechende Zusätze zum Sprühwasser zur Bindung von Spaltprodukten, z.B. elementares Jod. Bei der Wirksamkeit ist zu beachten, daß die Sprühvorrichtungen nur einen Teilbereich der Atmosphäre in der DE-Box erreichen. Der Bereich oberhalb der Sprinklerkränze sowie die Bereiche unterhalb des Antriebraumes werden nur unzureichend mit Sprühwasser beaufschlagt. Das Sprinklersystem ist von hoher sicherheitstechnischer Bedeutung. Bei Ausfall des nicht voll redundanten Systems ist ein Teil des möglichen Störfallspektrums nicht beherrschbar.

#### 6.2.7 Sumpfabfluß

In der Folge eines KMV-Störfalles füllt sich der Sumpfbereich im DRS mit Wasser. Das Wasser läuft über ein Wehr und eine Rohrleitung in den Havarieborbehälter. Es ist nur ein Zulauf zum Havarieborbehälter vorhanden. Dieser Zulauf ist durch Grob- und Feinsiebe geschützt. Verstopfungen, z.B. durch losgerissene Isolierstoffe können die Nachwärmeabfuhr beeinträchtigen. Daher wird empfohlen, einen zweiten Ablauf zu installieren.

### 6.2.8 Erweitertes Spektrum möglicher Störfälle

Hinsichtlich möglicher Auswirkungen auf das DRS wurden der Auslegungsfall mit einer Bruchgröße von NW 32 und der die Auslegung überschreitende Fall eines Lecks der NW 200 im PKL untersucht. Weiterhin sollten vor allem folgende Szenarien untersucht werden:

- Abriß (2 x Rohrquerschnitt) der größten Anschlußleitung an den PKL (NW 200)
- Bruch einer Frischdampfleitung innerhalb des DRS und
- Leckagen an den Steuerstabführungsrohren im Bereich der Reaktorhaube

### 6.2.9 Entstehung brennbarer Gasgemische im DRS

Während eines KMV-Störfalles kommt es zur Bildung von Wasserstoff ( $H_2$ ) durch die Radiolyse im Kernbereich und im Sumpf, durch die Oxidation von Zirkonium der Brennstabhüllen bei einer Aufheizung der Hüllen auf Temperaturen größer 1150 K, durch chemische Prozesse von Schutzanstrichen im DRS in einer Heißdampfatmosphäre etc. Im Falle eines sicher beherrschten KMV-Störfalles bildet der langzeitige Radiolyseprozeß die dominierende  $H_2$ -Quelle. Die Brennbarkeit des Gasgemisches im DRS wird aber erst nach Tagen oder Wochen erreicht.

Bei auslegungsüberschreitenden Störfällen mit starken Kernschäden ist die exotherme Reaktion von Zirkonium mit Heißdampf die dominierende  $H_2$ -Quelle.

Wenn es zum Ansprechen der Ex-Klappen kommt, können sich zunächst wegen der sauerstoffarmen Atmosphäre im DRS (Ausschub eines Teiles der Luft über die Ex-Klappen) keine oder nur begrenzt brennbare Gasgemische bilden. Langzeitig muß aber damit gerechnet werden, daß über einwärts gerichtete Leckagen (Unterdruck im DRS durch Dampfkondensation) Luft in das DRS gelangt und brennbare Gasgemische entstehen. In den Blöcken 1-4 sind derzeit keine Maßnahmen vorgesehen, um die Entstehung von Gasbränden im DRS zu verhindern.

### 6.3 Thermohydraulische Analysen

#### 6.3.1 Vorliegende Untersuchungen

Vom Betreiber der Anlage wurden folgende Leckstörfälle analysiert:

- Leck 1 F, NW 32 mit TSA (1 F = 1 x Rohrquerschnitt)
- " 2 F, NW 32 " (2 F = Rundabriß = 2 x Rohrquerschnitt)
- " 2 F, NW 90 " (TSA = Totaler Stromausfall)
- " 1 F, NW 100 "
- " 1 F, NW 200 "
- " 2 F, NW 200 ohne TSA

Die Berechnungen erfolgten im wesentlichen mit dem Programm BRACO-1 (siehe Anhang 2).

Die Störfälle 2 F, NW 32 und 1 F, NW 200 werden im folgenden näher beschrieben.

- Auslegungsstörfall 2 F, NW 32 mit TSA

Der Abriß einer Rohrleitung NW 100 mit Ausflußbegrenzer (NW 32) führt unter den Randbedingungen

- Betrieb von 2 Sprinklerpumpen mit 100 % Nenndurchsatz (gegen-druckunabhängig)
- Temperatur des Sprinklerwassers: 30 °C

nicht zum Öffnen der Gebäudeklappen.

Der berechnete Maximaldruck in der Dampferzeugerbox beträgt ca. 142 kPa nach 425 sec.

Wenn nur eine Sprinklerpumpe verfügbar ist, öffnet die kleine Gebäudeklappe nach 350 sec. Der Massen- und Energieaustrag aus dem PKL in das DRS (Leckfunktion) wurde mit dem Programm RAMPA ermittelt.

- Leck 1 F, NW 200 mit TSA

Ca. 6 sec nach Störfalleintritt wird der Öffnungsdruck der großen Gebäudeklappen erreicht. Im Intervall von 6 bis 344 sec ist der Druckverlauf in der Dampferzeugerbox stark oszillierend. 344 sec nach Störfalleintritt schließen die großen Gebäudeklappen. Durch den Auswurf des Wasser-Dampf-Luft-Gemisches in die Umgebung wird der Spitzendruck auf Werte um 1,80 bar begrenzt. Die Maximaltemperatur beträgt 117 °C. Bei diesen Belastungen ist nicht mit einer Zerstörung des Druckraumsystems zu rechnen. Die Ausströmraten aus dem PKL wurden mit dem Programm RELAP4/MOD6 berechnet.

### 6.3.2 Absichernde Analysen

Die von der GRS durchgeführten Analysen zum Verhalten des Druckraumsystems bei Kühlmittelverluststörfällen hatten zum Ziel, die bisherigen Ergebnisse des Betreibers zu überprüfen und abzusichern. Hierzu benutzte die GRS Rechenprogramme, die im Genehmigungsverfahren für Leichtwasserreaktoren eingesetzt werden und die durch Experimente (Marviken, Battelle-Institut Frankfurt, HDR) verifiziert wurden (siehe Anhang 2).

Neben der allgemeinen Zielsetzung, Belastungsangaben für das DRS abzusichern, sollte auch die Wirksamkeit des Sprinklersystems und die Funktionsweise der Ex-Klappen (als massebehaftete Klappe) untersucht werden.

#### 6.3.2.1 Durchgeführte Vergleichsanalysen

Für die Vergleichsanalysen wurde zunächst der Auslegungsstörfall Abriß einer Anschlußleitung NW 100 mit Strömungsbegrenzung äquivalent NW 32, (s. Kap. 6.1.3 und 6.1.8) ausgewählt. Zur Ermittlung der Druck- und Temperaturbelastungen im Druckraumsystem des Blockes 1 wurden die GRS-Rechenprogramme COFLOW und RALOC (s. Anhang 2) herangezogen. Als Eingabedaten für die Raumvolumina, die Verbindungsöffnungen, wärmeleitende Strukturen, Sprinklersystem, Lüftungsdaten usw. diente der vom Betreiber erstellte Basisdaten-

satz /6/. Die Ausströmraten sind aus neueren Rechnungen mit dem Rechencode RELAP4/MOD6, die im Jahre 1989 vom Betreiber durchgeführt wurden, übernommen worden. Sie entsprechen einer Bruchfläche äquivalent NW 32.

Eine Überprüfung der Ausströmraten durch GRS-Rechenprogramme (z.B. DRUFAN, ATHLET) liegt z.Zt. noch nicht vor (s. Kap. 5). Es wird jedoch erwartet, daß sich aus dieser Überprüfung keine wesentlichen Auswirkungen auf die jetzigen GRS-Aussagen zur Belastung des DRS ergeben werden. Diese Aussage stützt sich auf frühere Vergleiche zwischen den Rechencodes RELAP und DRUFAN.

Eine zunächst durchgeführte Rechnung mit der Gesamtraumzahl (23 Räume + Umweltzone) des DRS erwies sich als unzweckmäßig, da durch relativ kleine an die DE-Box mit relativ großen Querschnittsverbindungen angeschlossene Räume eine erhebliche Rechenzeiterhöhung bedingt ist. Diese Scheingenauigkeit trägt nicht zur Erhöhung der Aussagekraft bei. Die 23 Räume wurden daher zu fünf Modellräumen zusammengefaßt, wie es schon in /6/ vorgeschlagen wurde.

Durch Vergleich von Rechnungen, in denen alle DRS-Räume einzeln modelliert sind, mit einem 5-Raummodell ergab sich, daß das 5-Raummodell den gestellten Anforderungen genügt. Die weiteren Untersuchungen wurden daher mit diesem Modell durchgeführt. Neben den Untersuchungen zum Auslegungsstörfall (Kap. 6.1.3) wurde auch der Bruch einer Leitung NW 200/1 F in die GRS-Analyse einbezogen. Dieser Fall dient hauptsächlich zur Überprüfung der Funktion der Ex-Klappen.

#### 6.3.2.2 Ergebnisse der vergleichenden GRS-Analyse

Zur Wirksamkeit des Sprinklersystems wurden zunächst orientierende Rechnungen mit dem Druckdifferenz-Programm COFLOW durchgeführt. Für diese ersten qualitativen Untersuchungen wurden im Datensatz vereinfachende Annahmen getroffen. So wurde der Einfluß der zunächst offen stehenden Lüftung vernachlässigt (d.h. die Lüftung wurde als geschlossen angenommen). Ebenso wurden in diesen Rechnungen die Stahl- und Betoneinbauten nicht als Wärmesenke berücksichtigt.

Die Ergebnisse dieser Rechnungen sind in Bild 6-1 für den Einfluß des Sprinkler-Wirkungsgrads und in Bild 6-2 für den Einfluß der Sprinkler-Temperatur auf den Druckverlauf im DRS dargestellt.

Weitere genauere Untersuchungen wurden mit dem GRS-Programm RALOC zu folgenden Annahmen durchgeführt:

- Lüftungsabschluß des DRS nach 30 sec
- Wirksamwerden des Sprinklersystems bei TSA nach 125 sec
- Wirkungsgrad des Sprinklersystems 70 % (Dieser Wert resultiert aus einer einfachen Abschätzung auf Basis der Düsenkonstruktion und deren Anordnungen im DRS.)
- Temperatur des Sprinklerwassers 40 °C bei zwei in Betrieb befindlichen Sprinkler-Pumpen und -Kühler

Bild 6-3 zeigt den Druckverlauf im DRS unter den genannten Bedingungen, wobei die obere Kurve den Rechenfall ohne und die untere Kurve den Druckverlauf mit Berücksichtigung der Wärmeabfuhr in die Stahl- und Betonstrukturen des DRS wiedergibt. Damit wird die Aussage in Kapitel 6.1.3 bestätigt, nach der beim Auslegungstörfall (Leck äquivalent NW 32) ein Ansprechen der Ex-Klappen nicht erfolgt. Die bezüglich des Druckverlaufs konservative Rechnung ohne wärmeleitende Strukturen wird durch eine Vergleichsrechnung mit dem Programm COFLOW bestätigt (siehe Bild 6-3).

Wenn nur ein Sprinklerkühler zur Verfügung steht, reduziert sich der Sprinklerdrucksatz von 155,5 auf 145,6 kg/sec, die Sprinkler-temperatur erhöht sich von 40 °C auf 50 °C. Für diesen Fall (Bild 6-4) bleibt der Druck im DRS unter dem Ansprechdruck der Ex-Klappen. Dabei wurde die Wärmeabfuhr in die Strukturen (siehe untere Kurve in Bild 6-3) berücksichtigt.

In /6/ wird für den Auslegungstörfall ein Druckverlauf gezeigt, der mit dem Programm BRACO (siehe Anhang 2) ermittelt wurde. Vergleichsrechnungen mit den Programmen RALOC und COFLOW stimmen für identische Randbedingungen gut mit dem BRACO-Ergebnis überein (siehe Bild 6-5). In den Rechnungen wurden unterschiedliche Zeiten für das Wirksamwerden des Sprinklersystems (oh-

Druckverlauf in den Räumlichkeiten des Confinements

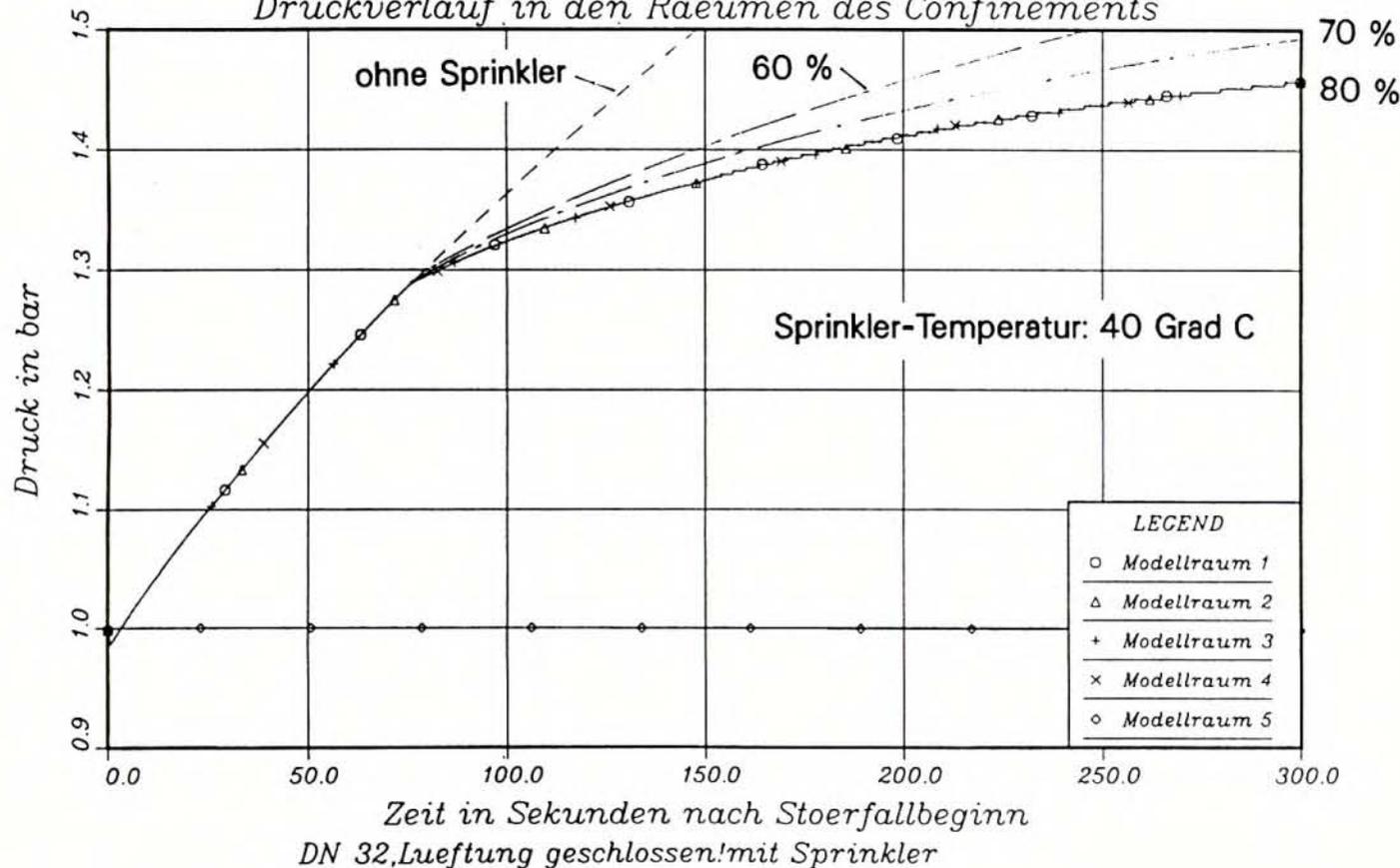


Bild 6-1:

Einfluß des Sprinkler-Wirkungsgrads.

# KKW Bruno Leuschner, Greifswald



## Druckverlauf in den Räumlichkeiten des Confinements

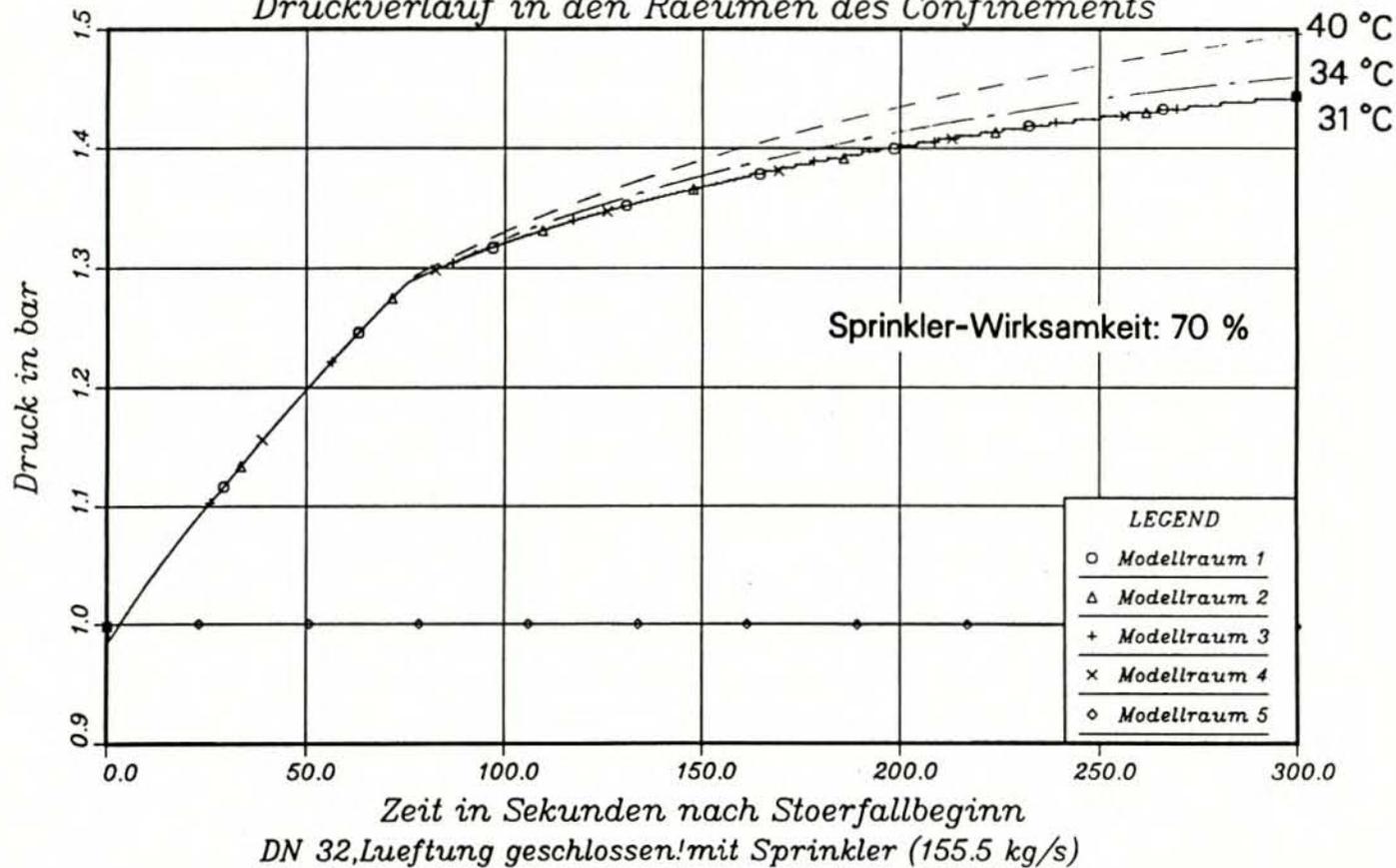


Bild 6-2:

Einfluß der Sprinkler-Temperatur.

DN 32, Lueftung 30s auf, nach 125s 2SPP 70%, t=40 C

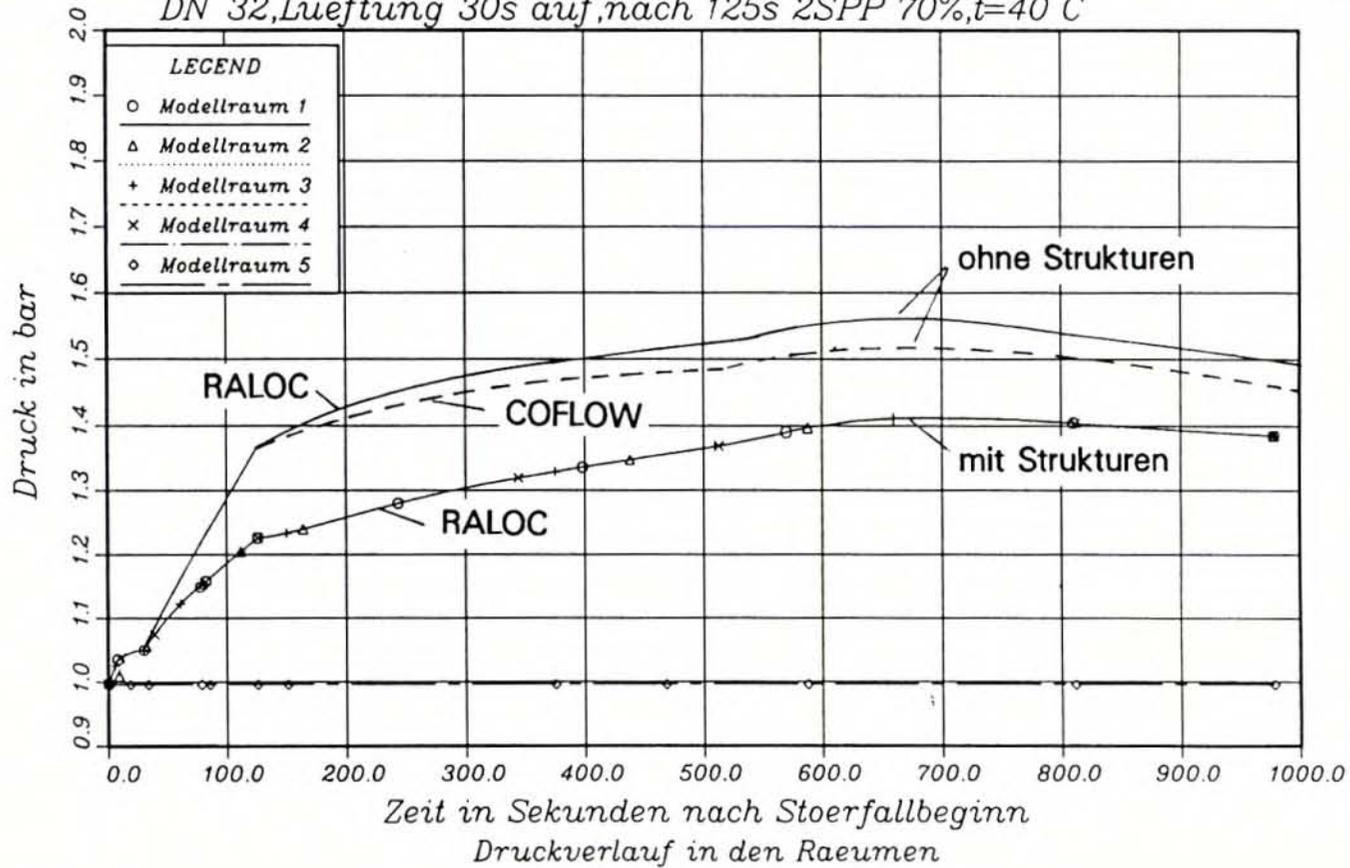


Bild 6-3:

Nachrechnung des Auslegungsstoerfalls.

DN 32, Lueftung bis 30s auf

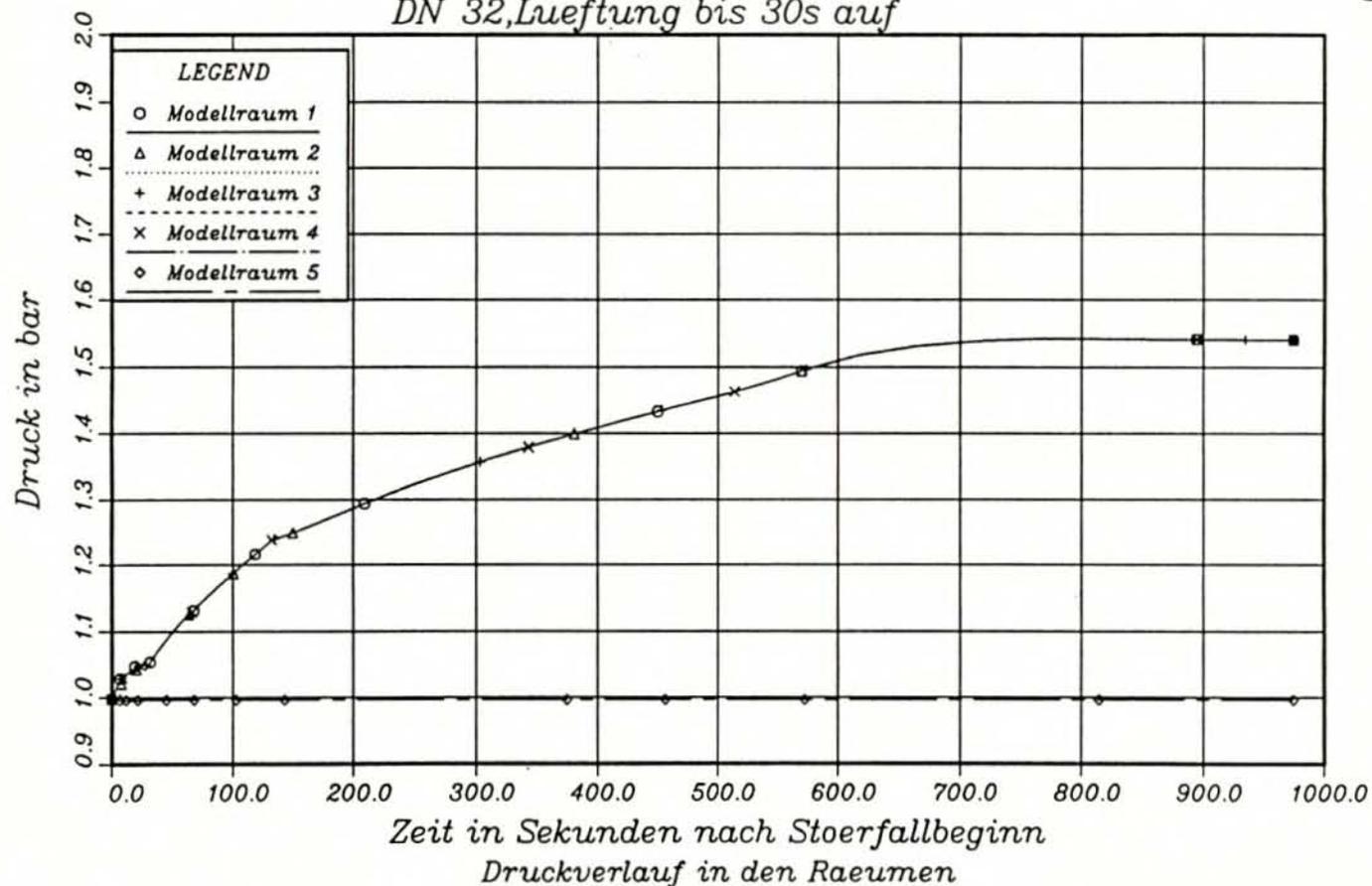


Bild 6-4:

RALOC-Rechnung mit nur einem Sprinkler-Kuehler.

# KKW Greifswald



DN 32, Lueftung 30s auf, nach 97.5s 2SPP 70%, t=40 C

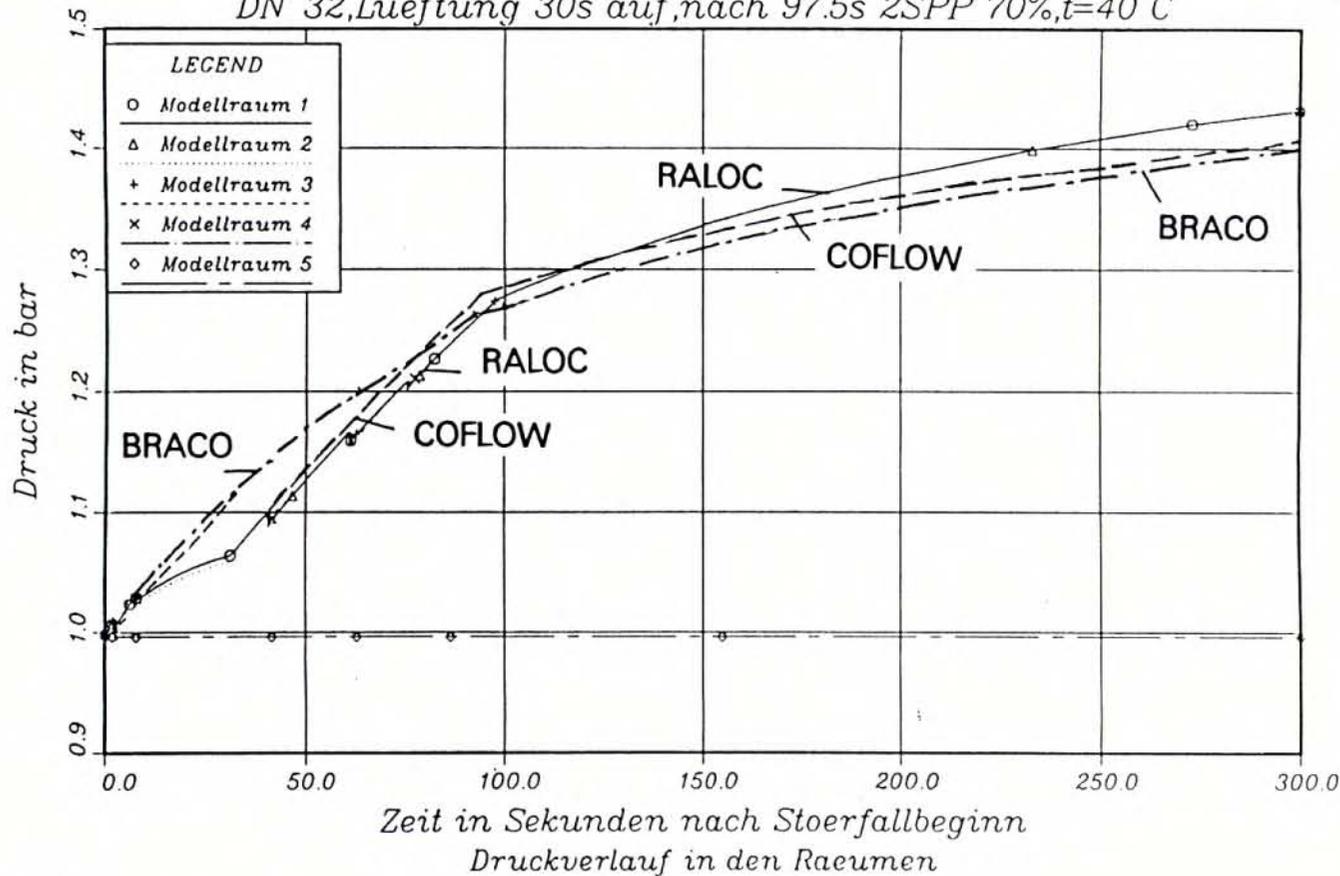


Bild 6-5:

Programmvergleich zwischen RALOC, COFLOW, BRACO.

ne TSA) in Abhängigkeit vom Erreichen des Auslösekriteriums für das Sprinklersystem (1,2 bar und 25 sec Laufzeit für das Auffüllen der Rohrleitungen) angenommen. Die Analysen zeigen, daß unter realistischen Randbedingungen beim Auslegungstörfall (Leck äquivalent NW 32) die Druckentlastungsklappen des DRS nicht ansprechen.

Die Funktion der Druckentlastungsklappen des DRS wurde daher auch in Analysen für den Druck einer Anschlußleitung der NW 200 mit einseitiger Abströmung (Leck NW 200/1 F) untersucht. Diese Analysen wurden mit dem Programm RALOC durchgeführt, in dem das Eigengewicht der Ex-Klappen berücksichtigt wird. Hierdurch wird die in /6/ dargestellte Öffnungsfunktion (auf - zu, ohne Trägheitsterm) genauer erfaßt. Als Ausströmfunktion (Masse, Enthalpie) wurden wiederum Unterlagen des Betreibers benutzt, die mit dem Programm RELAP4/MOD6 ermittelt wurden. Bild 6-6 zeigt den Druckverlauf des RALOC-Rechenlaufs mit vergleichbaren Randbedingungen zum Bild 6-5: Lüftung nach 30 sec geschlossen, 25 sec nach Erreichen eines Druckes von 1,2 bar im DRS speist das Sprinkler-System 155,5 kg/sec (70 % des Nenndurchsatzes) Wasser von 40 °C ins DRS ein (ohne TSA). In der Rechnung wurde die Wärmeabfuhr in die Strukturen berücksichtigt.

Der Vergleich mit dem mit BRACO ermittelten Druckverlauf (aus /6/, Bild 6-7) zeigt die deutliche Reduktion der Öffnungsfrequenz der Ex-Klappen. Mit zunehmender Zeit verringern sich Schwingungsamplitude und Frequenz, allerdings ist bei den RALOC-Ergebnissen infolge der Massenberücksichtigung (Trägheit) der Klappe ein Überschwingen über den Öffnungsdruck der großen Klappe von 1,8 bar hinaus zu beobachten. Die deutlich geringere Öffnungsfrequenz, die sich bei einer realistischen Simulation zeigt, läßt eine höhere Zuverlässigkeit in der Funktion hauptsächlich der Schließfunktion der Ex-Klappen erwarten.

# KKW Nord



1-F DN 200, ohne TSA, 70% 2SPP 2Kühler 40C, mit Strukturen

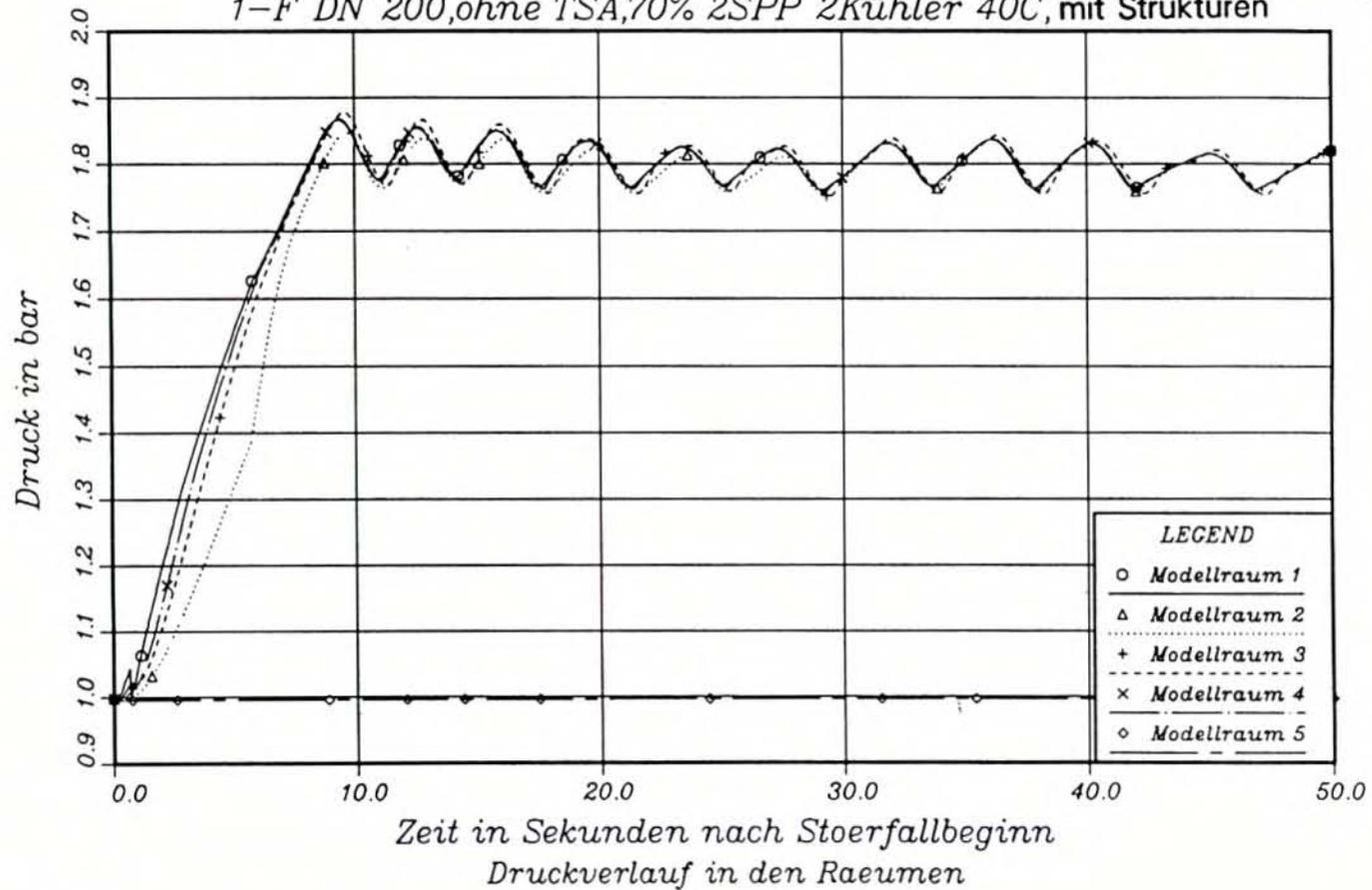


Bild 6-6:

Untersuchungen zur Ex-Klappenfunktion mit RALOC.

# STÖRFALL DN200 NORD I

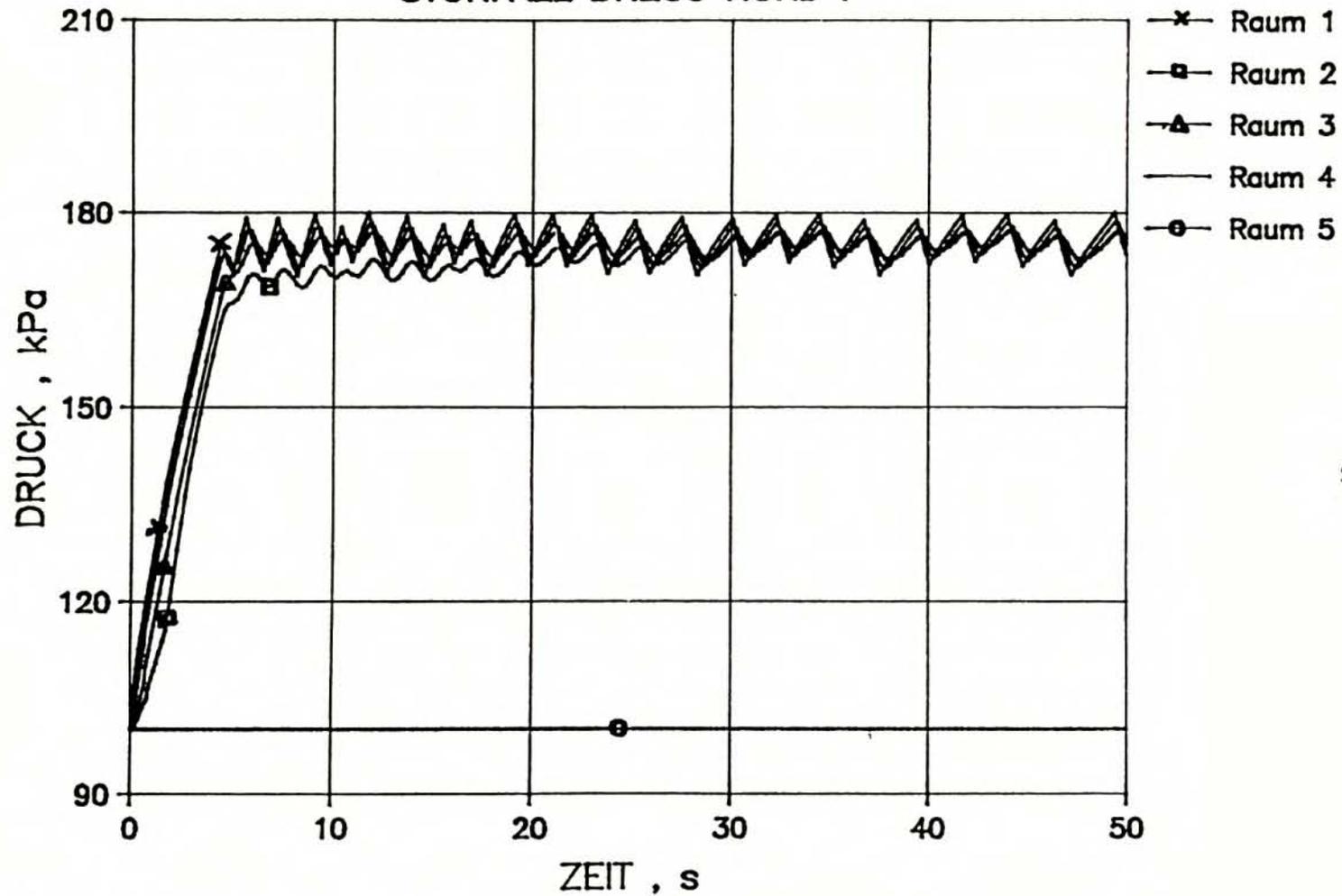


Bild 6-7:

Untersuchungen zur Ex-Klappenfunktion mit BRACO.

### 6.3.3 Ausblick auf weitere Analysen

Für eine Bewertung des DRS unter Einbeziehung eines erweiterten Spektrums an Auslegungstörfällen werden folgende Analysen vorgeschlagen:

- a) Auslegungstörfall (Leck NW 32), Ermittlung der Leckraten aus dem DRS zur Bewertung der radiologischen Belastung der Umgebung des DRS (Lüftung, Lecks am Ventilator usw.),
- b) Leckstörfall (NW 200, 1 F) mit einem überarbeiteten Modell für die Ex-Klappenfunktion für die Ermittlung der Freisetzung von Radioaktivität,
- c) Analyse zur Beherrschbarkeit des Abrisses der größten Anschlußleitung (2 F, NW 200) an den PKL im DRS (Druckaufbau, Druckdifferenzen zwischen einzelnen Räumen, Temperaturverlauf) sowie zur Ermittlung von Eingangsdaten für eine radiologische Quelltermberechnung,
- d) Bruch einer FD-Leitung (wie c),
- e) Untersuchung verschiedener Randbedingungen zur Effektivität des Sprinklersystems und der Ex-Klappen.
- f) Einfluß der Schließzeiten für Lüftungsarmaturen und Einfluß des Versagens einzelner Lüftungsklappen auf den Störfallablauf.

## 6.4 Sicherheitstechnische Anforderungen

### 6.4.1 Kurzfristig zu realisierende Maßnahmen

- a) Die Anzahl der bei Betrieb offenen Isolationsarmaturen (Abluftventile) der Lüftungsanlage W 2 soll auf die zur Unterdruckhaltung in den Räumen des DRS erforderliche Mindestanzahl reduziert werden. Die übrigen Abluftklappen sind vor Inbetriebnahme zu

schließen und zu sichern, wobei ihre Dichtheit zu überprüfen ist. Die offenen Isolationsarmaturen sind gegen das Eindringen von Fremdkörpern, die das Schließen behindern können, zu schützen.

- b) Durch eine Intensivierung der Wartungsarbeiten bzw. zusätzliche Abdichtungen soll die reale Leckrate des DRS bei der Inbetriebnahme der Blöcke auf 300 m<sup>3</sup>/h (Prüfdruck 1,25 bar) gesenkt werden. Dieser Wert wurde bei Block 3 bereits annähernd erreicht. Außerdem sollen Maßnahmen zur Verkürzung der Schließzeiten der Lüftungsarmaturen, vor allem der Abluftklappe der Anlage W 4, NW 1000, ergriffen werden.
- c) Die Dichtheitsprüfungen des DRS wurden bisher nur mit einem Prüfdruck von 1,25 bar durchgeführt. Zur Klärung der Druckabhängigkeit der Leckrate sollten zumindest an einem Block Dichtheitsprüfungen bei maximal zulässigen Prüfdruck erfolgen.
- d) Die Funktionsfähigkeit und Dichtheit der Ex-Klappen des DRS ist für die Funktion des DRS als Sicherheitseinschluß von vorrangiger Bedeutung. Daher ist eine ausreichende Zuverlässigkeit der Klappen nachzuweisen. Wenn eine ausreichende Zuverlässigkeit nicht nachgewiesen werden kann, sind Ertüchtigungsmaßnahmen erforderlich.
- e) Die Dichtheit und Belastbarkeit der Durchführungen durch die Wände des DRS (z.B. der Kabelversatzteile) sollen bei Auslegungsdruck und -temperatur überprüft werden (Typprüfung).
- f) Es ist der Nachweis zu führen, daß die langzeitige Nachwärmeabfuhr aus dem DRS über einen Sprinklerkühler gewährleistet ist. Andernfalls ist die Redundanz der Kühler zu erhöhen.
- g) Die Bildung brennbarer Gasgemische im DRS (Wasserstoff) muß nach Störfällen mit Kühlmittelverlust verhindert werden. Untersuchungen zur Begrenzung lokaler Wasserstoff-Konzentrationen sollten durchgeführt und notwendige Reko-Maßnahmen erarbeitet werden.

- h) Bei Einbeziehung eines erweiterten Bruchspektrums am PKL bis hin zum Abriß der größten Anschlußleitung (NW 200, 2 F) in die Ertüchtigung des DRS sind mögliche dynamische Beanspruchungen des Bauwerks und der Sicherheitssysteme (Druckwellen, Strahlkräfte, fliegende Bruchstücke u.a.) und damit verbundene Folgeschäden in die Vorbereitung längerfristiger Rekonstruktionsmaßnahmen aufzunehmen.

#### 6.4.2 Längerfristig zu realisierende Maßnahmen (Rekonstruktionsmaßnahmen)

Für einen längerfristigen Weiterbetrieb der KKW-Blöcke (über 1992 hinaus) wird die Durchführung folgender Reko-Maßnahmen für erforderlich gehalten:

- a) Die Isolationsarmaturen für Rohrleitungen, die mit dem PKL in Verbindung stehen und das DRS durchdringen, sind redundant auszuführen. Dabei sollte nach Kriterium 8.4 der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke in der BRD /2/ verfahren werden.
- b) Zur Gewährleistung einer langfristigen Nachwärmeabfuhr aus dem DRS ist mindestens ein 2. Sumpfabfluß aus dem DRS in den/die Havariebehälter vorzusehen.
- c) Für ein erweitertes Störfallspektrum bis hin zum Abriß einer Leitung NW 200 (2 F) ist die erforderliche Dichtheit des DRS zu ermitteln. Erforderliche Maßnahmen zur Erhöhung der Dichtheit sind durchzuführen.
- d) Zur Beherrschung eines erweiterten Störfallspektrums (Leck > NW 32) ist die Funktion des DRS - schnelle Druckentlastung verbunden mit sicherem, frühzeitigem Schließen von Entlastungsklappen - zu gewährleisten. Erforderliche Maßnahmen im Bereich der Ex-Klappen sind vorzubereiten und durchzuführen.
- e) Die aus den Untersuchungen über dynamische Beanspruchungen des Bauwerks und der Sicherheitssysteme (siehe Punkt 6.4.1) abgeleiteten Maßnahmen sind durchzuführen.

- f) Zur Verhinderung der Bildung brennbarer Gasgemische im DRS sind Maßnahmen zu realisieren.

## 7. SYSTEMTECHNIK

### 7.1 Einführung

Die Bewertung der Systemtechnik erfolgt anhand einer Liste von auslösenden Ereignissen, die zu Störfällen führen können. Bei der Auswahl dieser auslösenden Ereignisse werden die Betriebserfahrung und die anlagenspezifischen Gegebenheiten berücksichtigt. Für die einzelnen auslösenden Ereignisse werden die möglichen Ereignisabläufe diskutiert, die sich bei Funktion bzw. Versagen der angeforderten Systeme ergeben. Ein Versagen des Systems liegt dann vor, wenn die Mindestanforderungen an dieses System nicht erfüllt sind. Die Mindestanforderungen ergeben sich aus den reaktordynamischen und thermohydraulischen Störfallanalysen (Kapitel 5).

Bei der Bewertung der Systemtechnik werden folgende Gesichtspunkte beachtet:

- Anregekriterien
- erforderliche Hilfssysteme (Energieversorgung, Kühlung, Schmiermittelversorgung)
- Redundanzgrad
- Verminderung des Redundanzgrades bei Notstromfall
- Folgeausfälle und funktionelle Abhängigkeiten
- Handmaßnahmen und verfügbare Zeiten
- Ersatzmaßnahmen

### 7.2 Auslösende Ereignisse

Die Untersuchung beschränkt sich auf Ereignisse, die den Reaktorkern betreffen. Bei den auslösenden Ereignissen werden Leckstörfälle und Transienten unterschieden.

#### Leckstörfälle

- Leck  $\leq$  NW 200 (314 cm<sup>2</sup>)
- Leck  $\leq$  NW 32 (8 cm<sup>2</sup>) mit einseitiger Ausströmung
- Leck am Druckhalter  $\leq$  NW 90 (64 cm<sup>2</sup>)
- Leck an einem Dampferzeuger-Heizrohr  $\leq$  NW 13 (1,3 cm<sup>2</sup>)
- Leck an mehreren Dampferzeuger-Heizrohren
- Lecks über Anschlußleitungen des Primärkreislaufes, die aus dem Druckraumsystem führen.

Es werden solche Lecks betrachtet, die mit dem betrieblichen Zuspaisystem nicht überspeist werden und die eine Anforderung von Sicherheitssystemen zur Folge haben.

Ein Abriß der Druckhalter-Ausgleichsleitung vor der in dieser Leitung eingebauten Rückschlagklappe führt zu einem Leck NW 200 (314 cm<sup>2</sup>) mit einseitiger Ausströmung, ein Abriß der Druckhalter-Anschlußleitungen oder der Druckhalter-Ausgleichsleitung hinter der Rückschlagklappe zu einem Leck NW 200 mit beidseitiger Ausströmung.

Die Auslegung des Notkühlsystems (Havarieborsystem) in den Blöcken 1 und 2 (sechs Notkühlpumpen vom Typ EP 50) erfolgte gegen Lecks äquivalent NW 32 (8 cm<sup>2</sup>) mit einseitiger Ausströmung, das ist der Durchmesser des Ausflußbegrenzers in der Druckhalter-Sprühleitung NW 90 (64 cm<sup>2</sup>). Die jeweils sechs Notkühlpumpen in den Blöcken 3 und 4 (Typ ZN 65) haben dagegen eine wesentlich höhere Förderleistung. Die 12 Notkühl-Einspeiseleitungen NW 50 (20 cm<sup>2</sup>) haben Ausflußbegrenzer der NW 26 (5 cm<sup>2</sup>) an den Einbindungsstellen in die Hauptumwälzleitungen. Bei einem Bruch einer dieser Leitungen ergibt sich daher durch Summation beider Ausströmöffnungen ein Leckquerschnitt von 25 cm<sup>2</sup>. Noch ungünstiger ist ein Bruch eines Notkühleinspeise-Sammlers im Bereich der Trennarmaturen. Hier beträgt die Ausströmfläche 32 cm<sup>2</sup>. Solche Brüche sind durch entsprechende Absperrmaßnahmen auf 5 cm<sup>2</sup> mit einseitiger Ausströmung begrenzt bzw. völlig absperrbar, die hierzu erforderliche Leckortung ist aber zeitaufwendig. Es ist noch zu analysieren, ob bei Lecks von 32 cm<sup>2</sup> ohne Absperrmaßnahmen Brennelementschäden zu erwarten sind, wenn nur zwei Notkühlpumpen verfügbar sind.

Das Leck NW 90 (64 cm<sup>2</sup>) entspricht dem Abriß der Leitung vom Druckhalter zu den Druckhalter-Sicherheitsventilen und damit dem größten Leitungsleck mit Dampfausströmung. Die Leitung zum Einsprühverteiler hat ebenfalls NW 90 (64 cm<sup>2</sup>), die Gesamtfläche der Sprühdüsen beträgt jedoch nur ca. 28 cm<sup>2</sup>. Am Deckel des Reaktordruckbehälters gibt es 37 Durchführungen für die Steuerstabantriebe (SUS-Standrohre), an denen ebenfalls Lecks auftreten können, die maximal NW 90 (64 cm<sup>2</sup>) entsprechen.

Für Lecks NW 200 (314 cm<sup>2</sup>) mit ein- bzw. beidseitiger Ausströmung ist zu prüfen, ob mit vier verfügbaren Notkühlpumpen Kernschmelzen und Versagen des Druckraumsystems (DRS) verhindert werden können.

Bei Leckgrößen, die zu einem Ansprechen von Überdruckklappen (8 Klappen NW 1130, Ansprechdruck 0,8 bar und 1 Klappe NW 500, Ansprechdruck 0,6 bar) des DRS führen, ist zu prüfen, ob durch ein fälschliches Offenbleiben von Überdruckklappen die Langzeit-Notkühlwirksamkeit unzulässig beeinträchtigt wird.

Für alle Primärlecks, die innerhalb des DRS liegen, ist diese Fragestellung hinsichtlich eines Ausfalls des Gebäudeabschlusses der Lüftungsleitungen zu klären.

Größere Lecks wie NW 500 (Hauptumwälzleitung) werden durch die Notkühleinrichtungen nicht beherrscht. Sie führen außerdem zu einem Versagen des DRS.

Daneben gibt es folgende Primärkreisanschlüsse, deren Versagen durch die o.g. Leckquerschnitte abgedeckt ist:

- Hilfssprühleitung NW 50 (20 cm<sup>2</sup>)
- 12 Stutzen am Deckel des Reaktordruckbehälters für die Kernaustrittstemperaturmessungen
- 12 Stutzen am Deckel des Reaktordruckbehälters für die Incore-Instrumentierung
- 104 Durchführungen für Druckhalter-Heizelemente
- ein Stutzen am Reaktordruckbehälter für die Druck- und Differenzdruckmessungen

- diverse Anschlüsse mit kleinen Querschnitten (Meß- und Entlüftungsleitungen, Entleerungen, Probenahmeleitungen)

#### Transienten

- Notstromfall
- Ausfall Hauptwärmesenke
- Ausfall Hauptspeisewasser
- Überspeisung Druckhalter
- Ausfall eines Turbosatzes
- An- und Abfahrvorgänge
- Leck einer Frischdampf-Leitung (verschiedene Lecklagen)
- Leck des Frischdampf-Sammlers
- Leck einer Speisewasser-Leitung (verschiedene Lecklagen)
- Leck eines der drei Speisewasser-Sammler
- Ausfall Technisch-Wasser-System
- Ausfall mehrerer Hauptumwälzpumpen
- Ausfall der sicheren Drehstrom-Hauptverteilung 380 V
- Ausfall der Gleichstrom-Hauptverteilung 220 V
- Reaktivitätsstörungen
- Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)

### 7.3 Ereignisabläufe

In diesem Abschnitt wird auf die zur Beherrschung der auslösenden Ereignisse erforderlichen Systeme näher eingegangen, wobei auf deren Schwachpunkte hingewiesen wird. Dabei werden die Mängel eines Systems jeweils nur einmal angesprochen, d.h. im Verlauf der Diskussion weiterer auslösender Ereignisse nicht wiederholt.

#### 7.3.1 Leck $\leq$ NW 200 (314 cm<sup>2</sup>)

Die Reaktorabschaltung wird entweder durch das Kriterium "Druck im Primärkreislauf  $\leq$  12,0 MPa und Druckhalter-Füllstand tief" (Auslösung HS 1, Einfall aller Steuerstäbe innerhalb 6 bis 13 sec) oder durch die Kriterien "Druck im Primärkreislauf  $\leq$  11,5 MPa" oder

"Druck im Druckraumsystem hoch" (Auslösung HS 2, gestaffelter Einfall der Steuerstäbe) ausgelöst. Die Kriterien sind zueinander diversitär.

Die Aktivierung der Notkühleinrichtungen erfolgt durch die Kriterien "Druckhalter-Wasserstand  $< 2,56$  m" oder "Druck im Primärkreislauf  $< 10,8$  MPa". Die Notkühlpumpe, die zum Zweck der Vorwärmung auf Rezirkulationsbetrieb geschaltet ist, steht für eine automatisch angeregte Einspeisung nicht zur Verfügung.

Gravierender Schwachpunkt ist hier die geringe Kapazität der Notkühleinrichtungen, vor allem bei einem evtl. in Folge auftretenden Notstromfall.

Um bei Leckstörfällen die Freisetzung zu minimieren und Folgeschäden durch austretenden Dampf zu verhindern, müssen einerseits Überdruckklappen - falls sie ansprechen - wieder schließen, andererseits muß der Gebäudeabschluß der Lüftungsleitungen des Druckraumsystems erfolgen. Hierzu müssen 14 Abluftarmaturen NW 250 und eine Abluftarmatur NW 1000 motorbetätigt geschlossen werden. Diese Armaturen sind in den Lüftungsleitungen jeweils nur einfach vorhanden, ihre Ausfallwahrscheinlichkeit ergibt sich durch Auswertung der Funktionsprüfungen zu ca.  $5 \cdot 10^{-3}$  pro Anforderung.

Ferner gibt es insgesamt 42 Pendel-Unterdruckklappen, die (passiv) schließen müssen. Ein Versagen solcher Klappen führt zur Freisetzung vom Primärkühlmitteldampf entweder in Geberräume oder in Lüftungsanlagenräume. Die Pendelklappen erscheinen relativ zuverlässig, sind jedoch ebenfalls jeweils nur einfach vorhanden.

Die Überdruckklappen werden prinzipiell für geeignet erachtet, die gestellten Anforderungen zu erfüllen. Sie sind jedoch auch jeweils nur einfach vorhanden.

Die Mindestanforderungen an diese Klappen sind zu ermitteln. Ihre Funktionsfähigkeit sowohl hinsichtlich des Öffnens als auch des Schließens ist nachzuweisen. Hieraus resultierende notwendige Ertüchtigungsmaßnahmen sind durchzuführen.

Im Zusammenhang mit möglichen Freisetzen ist auch ein Wiederansteigen des Gebäudedruckes nach der ersten Druckentlastung über die Überdruckklappen infolge eines Ausfalls des Sprinklersystems bzw. einer Umschaltung dieses Systems von Sprühbetrieb auf Direktkühlung des Notkühlwasservorrats zu bedenken. Diese Umschaltung erfolgt automatisch, wenn die Temperatur des Notkühlwassers infolge des Rückflusses des Sumpfwassers um ca. 5 K ansteigt. Es ist zu prüfen, zu welchem Zeitpunkt dieser Wert erreicht wird.

### 7.3.2 Leck $\leq$ NW 32 (8 cm<sup>2</sup>) mit einseitiger Ausströmung

Aufgrund der geringeren Leckrate gegenüber Lecks unter Abschnitt 7.3.1 erfolgt die Reaktorabschaltung verzögert. Die Anregekriterien sind dieselben wie in Abschnitt 7.3.1.

Zur Zeit wird davon ausgegangen, daß zwei Notkühlpumpen vom Typ EP 50 bzw. eine Pumpe vom Typ ZN 65 zur Beherrschung dieses Störfalls benötigt werden. Es ist zu prüfen, ob eine Pumpe vom Typ EP 50 ausreicht.

Bei Bruch einer Notkühl-Einspeiseleitung, gleichzeitigem Notstromfall und einem Einzelfehler in einer Notstromverteilung oder an einer Armatur in einem Einspeisestrang sind zusätzliche Handmaßnahmen zur Störfallbeherrschung erforderlich.

Liegt ein Bruch zwischen der letzten Rückschlagklappe eines Notkühl-einspeisestrangs und den Trennarmaturen im Notkühleinspeise-Sammler vor und tritt ein zusätzlicher Einzelfehler auf, so kann dieser Fall nur durch Leckabspernung beherrscht werden, wobei die Lokalisierung der Bruchlage zeitaufwendig ist.

Für die Notkühleinrichtungen werden als Mängelpunkte angesehen:

- die drei (bei den Blöcken 1 und 2) bzw. zwei (bei den Blöcken 3 und 4) in Reihe geschalteten Motorarmaturen in den Notkühl-Einspeiseleitungen, die im Anforderungsfall öffnen müssen (die EP 50-Pumpen benötigen eine aktive Gegendruckregelung, die ZN 65-Pumpen dagegen nur eine Blende),

- die unzureichende Notstromversorgung der Pumpen, vor allem der Notkühlpumpen, von denen im Notstromfall nur zwei Pumpen elektrisch versorgt werden,
- die nur einsträngige Auslegung des Zwischenkühlkreises ZKKL-KKW, durch den die Notkühlpumpen gekühlt werden (eine gemeinsame Vor- und Rücklaufleitung für alle Notkühlpumpen),
- die zusätzliche betriebliche Nutzung der Notkühlpumpen zur Vorwärmung des Havarieborwassers, wobei die hierfür eingesetzte Pumpe im Anforderungsfall für die Notkühlung nicht automatisch verfügbar ist,
- das Fehlen einer unabhängigen Langzeit-Niederdruck-Einspeisung in den Primärkreislauf,
- die geringe Redundanz beim Sprinklersystem. Für die Kühlung des Notkühlwassers sind beide Sprinklerkühler, beide vorgewählten Sprinklerpumpen sowie das Öffnen von vier Motorarmaturen in den Rückkühlleitungen zum Technisch-Wasser-System erforderlich. Zur Druckbegrenzung im Druckraumsystem müssen zwei von zwei Motorarmaturen im Anforderungsfall öffnen. Die dritte Sprinklerpumpe und die dritte Armatur können per Handbefehl zugeschaltet bzw. geöffnet werden. In Abhängigkeit von der Leckrate erfolgt dies u.U. jedoch zu spät, um ein Ansprechen der Überdruckklappen des Druckraumsystems zu verhindern. Es ist zu prüfen, ob ein Sprinklerkühler und eine Sprinklerpumpe ausreichen.
- Beim Auftreten bestimmter Einzelfehler sind korrigierende Handmaßnahmen zur Störfallbeherrschung erforderlich.

Bei den hier untersuchten Leckgrößen ist eine Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite notwendig, da der Energieaustrag durch das Leck zu gering ist. Dazu können die betrieblichen Systeme verwendet werden. Im Notstromfall ist das Notspeisesystem (Havariespeisewassersystem) zur Dampferzeugerbespeisung erforderlich, zur Frischdampfabgabe eines von zwei Abblaseventilen. Ein Abfahren der Anlage über diese Ventile muß von Hand geregelt werden. Für die Nachwärmeabfuhr sind eine sekundärseitige Pumpe und zwei Dampferzeuger erforderlich.

Es wird erwartet, daß die Sekundärseite eine höhere Verfügbarkeit hat als die Primärseite. So weisen die Systeme für die Funktion "Frisch-

dampf-Abgabe" eine hohe Redundanz auf, für die Systemfunktion "Dampferzeuger-Bespeisung" steht ausreichend Zeit zur Verfügung, um auch Handmaßnahmen durchführen zu können.

### 7.3.3 Leck am Druckhalter $\leq$ NW 90 (64 cm<sup>2</sup>)

Die Reaktorabschaltung (HS 2) wird durch zwei Kriterien angeregt ("Primärkreislaufdruck tief" oder "Druck im Druckraumsystem hoch").

Es wird davon ausgegangen, daß zur Beherrschung von Lecks mit NW 90 (64 cm<sup>2</sup>) drei Notkühlpumpen erforderlich sind. Es ist zu prüfen, ob auch zwei Notkühlpumpen und ein Sprinklerkühler ausreichen. Die Energieabfuhr aus dem Druckraumsystem erfolgt mittels des Sprinklersystems über die Sprinklerkühler. Der gleichzeitige Notstromfall mit einem Einzelfehler in der Notstromversorgung, ebenso wie ein Einzelfehler in einer Einspeiseleitung oder in einer Technisch-Wasser-Leitung zu den Sprinklerkühlern, wird nicht beherrscht.

Bei Lecks am Druckhalter infolge fälschlichen Offenbleibens eines bzw. beider Druckhalter-Sicherheitsventile (jeweils NW 32 (8 cm<sup>2</sup>)) sind eine bzw. zwei Notkühlpumpen erforderlich.

### 7.3.4 Leck an einem Dampferzeuger-Heizrohr $\leq$ NW 13 (1,3 cm<sup>2</sup>)

Die Reaktorabschaltung erfolgt wegen der geringen Leckausströmrates verzögert, als Anregekriterien werden erwartet:

- "Druck im Primärkreislauf  $\leq$  11,5 MPa"
- "Druck im Primärkreislauf  $\leq$  12 MPa" und "Druckhalter-Füllstand tief"

Das Betriebspersonal muß den Störfall erkennen, den defekten Dampferzeuger identifizieren und primär- und sekundärseitig isolieren. Zur Erkennung liegen verschiedene Hinweise vor:

- Fallen des Druckhalter-Füllstands
- automatisches Zuschalten der Zuspaisepumpen
- Anstieg der Aktivität im Sekundärsystem (Meßstellen an der Turbine und an den Frischdampf-Leitungen)

Bis das Absperren der betroffenen Hauptumwälzschleife (Schließen der Hauptabsperrschieber und der Vor- und Rücklaufleitung der Schleifenabsatzung) gelingt, wird zur Leckagekompensation eine Notkühlpumpe benötigt. Das aus dem Leck austretende Kühlmittel geht über die Sekundärseite verloren.

Fällt der Motorantrieb eines Hauptabsperrschiebers aus, so kann der Schieber vom Personal vor Ort von Hand geschlossen werden (Zeitbedarf etwa 30 Minuten). Ist dies auch nicht möglich, müssen weitere Handmaßnahmen ergriffen werden, insbesondere eine Druckabsenkung des Primärdrucks unter den Ansprechdruck der sekundärseitigen Sicherheitsventile und anschließende sekundärseitige Isolation des betroffenen Dampferzeugers. Diese Handmaßnahmen sind jedoch bisher in den Betriebsvorschriften nicht vorgesehen.

Eine Druckabsenkung ist durch Druckhaltersprühen möglich; bei Notstromfall kann ein Sprühen nicht erfolgen, da die Hauptumwälzpumpen nicht laufen. Statt dessen könnte z.B. durch mehrfaches Füllen und Entleeren des Druckhalters eine Druckabsenkung erreicht werden.

Die Nachwärme muß über die Sekundärseite abgeführt werden.

### 7.3.5 Lecks an mehreren Dampferzeuger-Heizrohren

Zur Beherrschung von Dampferzeuger-Heizrohrlecks mit Abriß von mehreren Heizrohren ist pro abgerissenem Rohr die Fördermenge einer Notkühlpumpe zur Beherrschung des Störfalls erforderlich, solange der oder die defekten Dampferzeuger nicht primärseitig isoliert sind.

Die Auslösung der Reaktorabschaltung erfolgt durch die unter Abschnitt 7.3.4 genannten Kriterien, die jedoch in diesem Fall schneller erreicht werden.

Es ist zu prüfen, ob eine Leckage entsprechend dem Abriß dreier oder mehr Heizrohre in einem Dampferzeuger als Folge eines Frischdampf-Leitungsbruchs bzw. Leckagen an mehreren Dampferzeugern als Folge eines Frischdampf-Sammlerbruchs wahrscheinlich sind.

### 7.3.6 Lecks über Anschlußleitungen des Primärkreislaufes, die aus dem Druckraumsystem führen

Solche Lecks, z.B. über Notkühleinspeise-Leitung, Zuspeiseleitung, Druckhalter-Hilfssprühleitung oder Probenahmeleitung, sind zu verhindern, da das aus dem Leck austretende Kühlmittel nicht in den Sumpf und den Havarieborbehälter zurückfließt, sondern aus dem Druckraumsystem verloren geht. Dies führt auch zur direkten Aktivitätsfreisetzung.

Es sind die Möglichkeiten des Kühlmittelverlustes aus dem Primärkreislauf in Systemen, die eine Rückführung ausschließen, zu betrachten. Grundsätzlich sind die Hochdrucksysteme gegenüber den Niederdrucksystemen durch Doppelabspernung mit dazwischen liegender Entwässerung abgetrennt. An den Primärkreislauf sind folgende Niederdrucksysteme angeschlossen:

- Notkühleinspeisestränge der beiden Notkühlteilsysteme und der auf den Leckwassersumpf geführten Zwischenentwässerung
- Entwässerungs- und Belüftungsleitungen des Primärkreislaufs über den Leckwasserkühler in den Leckwassersumpf
- Einspeiseleitung der Primärkreislauf-Füllpumpen
- Leckwassersumpf Zufluß- und Abflußleitung
- Anschlußleitung zum N<sub>2</sub>-Netz
- Anschlußleitungen der Harzverspülleitungen
- Anschlußleitungen des sauberen Kondensates zur Harzverspülung und zur Rückspülung der Filter in der Wasseraufbereitungsanlage 1
- Chemikalienanschlußleitungen zur Regeneration der Filter der Wasseraufbereitungsanlage 1 in den Blöcken 3 und 4
- Anschlußleitungen der speziellen Gasaufbereitungsanlage
- Probenahmeleitungen des Primärkreislaufes
- Primärkühlmittelverlust über Harzeinfüllstutzen der Wasseraufbereitungsanlage 1 in den Reaktorsaal.

Weiterhin sind nicht rückführbare Primärkühlmittelverluste in Niederdrucksysteme über defekte Wärmetauscher möglich:

- Zwischenkühlkreislauf (ZKKL-KKW)-Anschlußleitungen des Leckwasserkühlers
- Wärmetauscher des autonomen Kühlkreislaufes der Hauptumwälzpumpen (Leck PKL in den ZKKL-HUP)
- Nachkühler des regenerativen Wärmetauschers der Wasseraufbereitungsanlage 1 (Leck PKL in den ZKKL-HUP)
- Wärmetauscher des Kühlkreislaufes der Regelstabantriebe (Leck PKL in den ZKKL-SUS)

Der unkontrollierte Austrag von Primärkühlmittel wird durch folgende Maßnahmen überwacht bzw. verhindert:

- Niederdrucksysteme sind in den PKL über Doppelabsperungen mit Zwischenentwässerung eingebunden, die Auslegung des Gesamtsystems erfolgt gegen PKL-Nennndruck. Die Armaturenstellung ist für alle Betriebsfälle vorgegeben, die Sicherung der Armaturen erfolgt durch Kette und Schloß. Eine Plombe ist zusätzlich für Kontrollzwecke vorhanden.
- Der Wasserinhalt des ZKKL-HUP, ZKKL-SUS, ZKKL-KKW und der Dampferzeuger wird auf Aktivität überwacht

Allgemein ist anzumerken, daß für Rohrleitungen keine Ausschlagbegrenzungen vorhanden sind. Folgeschäden bei Rohrleitungsversagen sind daher nicht auszuschließen.

Die Fehlschaltung von Anschlußleitungen kann zu schweren Störfällen bis zum Leckstörfall äquivalent NW 32 führen.

Interne Leckagen der Wärmetauscher führen zu Kühlmittelverluststörfällen, die innerhalb des beherrschbaren Leckspektrums liegen, wobei der Leckstrom jedoch dem Kühlmittelinventar verlorenght. Außer bei einem Leck im Nachkühler des Regenerativwärmetauschers ist eine Freischaltung leicht möglich.

Die Leckerkennung ist aus einer Vielzahl von Informationen möglich. Durch Freischaltungen von Teilsystemen kann das Leck geortet und

dann abgesperrt werden. Die Leckortung ist jedoch zeitaufwendig.

### 7.3.7 Notstromfall

Die Reaktorschnellabschaltung wird über den Schnellschluß beider Turbosätze ausgelöst (Schließen von zwei von vier Schnellschlußventilen des letzten arbeitenden Turbosatzes). Redundant hierzu existiert ein weiteres Auslösesignal über "Schnellschluß der letzten Turbine und Öffnen des zugehörigen Generatorleistungsschalters" (die Schalter an den Schnellschlußventilen, von deren Stellung die beiden Signale abgeleitet werden, sind jeweils zweifach vorhanden). Weiterhin wird bei Turbinenauslauf nach ca. einer bis zwei Minuten das diversitäre Kriterium "Ausfall von mehr als zwei Hauptumwälzpumpen" ausgelöst.

Die Notstromdiesel werden bei Unterspannung an den Notstromverteilungen gestartet. Zwei der drei Notstromaggregate sind zur Beherrschung der Transiente notwendig. Bei Startversagen eines Notstromdiesels wird automatisch der dritte Notstromdiesel auf die spannungslose Schiene zugeschaltet. Diese Umschaltautomatik funktioniert nur, solange der dritte Diesel nicht auf die vorgewählte Schiene geschaltet wurde. Nach Hochlaufen und Zuschalten der Diesel läuft das Verbraucher-Zuschaltprogramm ab. Ist dies einmal abgelaufen, so sind Zuschaltungen von Notstromverbrauchern nur noch per Hand möglich. Ebenso sind beim Betriebsversagen eines Diesels Umschaltungen von Hand notwendig, um die ggf. ausgefallene Notstromverteilung wieder zu versorgen.

Die Wärmeabfuhr aus dem Primärkreislauf erfolgt über die Sekundärseite. Die Notbespeisung der Dampferzeuger ist ca. 3,5 h nach Eintritt des Notstromfalls erforderlich. Bis zu diesem Zeitpunkt reichen die Speisewasservorräte in den Dampferzeugern aus.

Zur Frischdampfabgabe müssen zwei bespeiste Dampferzeuger sowie eines der beiden Frischdampf-Abblaseventile oder eines der zwölf Frischdampf-Sicherheitsventile verfügbar sein (die Dampferzeuger sind dampfseitig über den Frischdampfsammler verbunden).

Das Notstromsystem weist folgende Schwächen auf:

- Geringe Redundanz der Notstromdiesel
- Vermaschung der beiden Notstromverteilungen durch den nicht strangzugeordneten dritten Diesel
- Häufig unzureichende Kühlung der Notstromdiesel aufgrund verschmutzter Kühler und Abhängigkeit vom Technisch-Wasser-System
- Kein diversitäres Anregekriterium für den Dieselstart
- Störungsanfälliges Dieselizechtprogramm
- Realistische Leistungsbilanzen liegen nicht vor
- Geringe Batteriekapazität (ca. 30 min)

#### 7.3.8 Ausfall Hauptwärmesenke

Zur Anregung des Reaktorschutzes stehen dieselben Kriterien an wie beim Notstromfall, zum Teil jedoch zeitverzögert.

Diese Transiente braucht nicht eigens behandelt zu werden, da sie analog zum Notstromfall, jedoch ohne Anforderung des Notstromsystems abläuft.

#### 7.3.9 Ausfall Hauptspeisewasser

In diesem Fall gibt es keine sekundärseitigen Anregungen für die Reaktorabschaltung. Aufgrund der verringerten Wärmeabgabe infolge zunehmender Freilegung der Dampferzeuger-Heizrohre steigen Druck und Temperatur im Primärkreislauf. Die Notspeisepumpen werden durch die Verriegelung "Dampferzeuger-Füllstand tief" in Betrieb genommen.

Der Turbinen-Überwachungsregler kompensiert zunächst den Druckabfall im Frischdampfsystem durch Schließen der Turbinen-Regelventile.

Bei einer Temperatur von  $\geq 310$  °C im Primärkreislauf bzw. Primärkreislaufdruck  $\geq 13,7$  MPa wird HS 3 (Steuerstabeinfahren) ausgelöst und geht nach ca. 20 sec in HS 2 (gestaffelter Steuerstabeinfall) über. Die Dampferzeuger sind zu diesem Zeitpunkt nahezu ausgedampft. Infolge des Druckabfalls wird Turbinenschnellabschaltung und dadurch HS 1 (Einfall aller Steuerstäbe) ausgelöst. Danach werden die Dampferzeuger durch das Notspeisesystem wieder aufgefüllt. Es ist zu prüfen, ob es durch die Einspeisung von Notspeisewasser in die teilentleerten Dampferzeuger zu Dampferzeugerschäden kommen kann.

Ein Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile kann nicht ausgeschlossen werden.

Als Schwachpunkte sind hier zu nennen:

- geringe Redundanz des Notspeisesystems
- keine Anregung der Reaktorschnellabschaltung durch das Kriterium "Dampferzeuger-Füllstand tief", daher ist bei Ausfall des Notspeisesystems die Zeit für Handmaßnahmen zur Wiederherstellung der Dampferzeugerbespeisung nicht ausreichend.

### 7.3.10 Überspeisung Druckhalter

Für die Druckhalter-Füllstandsmessung gibt es drei Fein-Höhenstandsmessungen und eine Grob-Höhenstandsmessung. Es werden keine Reaktorschutzaktionen infolge des Kriteriums "Druckhalter-Füllstand hoch" ausgelöst. Daher kann es in folgenden Fällen zu kritischen Anlagenzuständen kommen:

- Dichtheitsprobe bei 4 MPa  
Dieser Test wird vor dem Anfahren der Anlage nach einer Revision durchgeführt. Der Druckhalter wird dabei vollständig mit Wasser gefüllt. Dazu muß die 6 m-Höhenstands-Verriegelung der Zuspaisepumpen außer Betrieb genommen werden. Bei einem eventuellen Druckanstieg im PKL, z.B. durch Störungen der Wärmeabfuhr oder Anfahren ohne vorheriges Absenken des Druckhalter-Füllstands, kann die korrespondierende Sprödbrechübergangstemperatur unterschritten werden.

- Überspeisung im Leistungsbetrieb

Bei Primärdrücken über 13,2 Mpa wird HS 4 (Steuerstabausfahrverbot), über 13,7 MPa HS 3, nach weiteren 20 sec HS 2 ausgelöst. Bei 14,2 MPa spricht das erste Druckhalter-Sicherheitsventil an.

7.3.11 Ausfall eines Turbosatzes

Fällt einer der beiden Turbosätze eines Blockes aus, so verringert sich die Zahl auslaufgestützter Hauptumwälzpumpen. Die Reaktorleistung wird deshalb rasch abgesenkt. Da der Turbinen-Überwachungsregler nicht schnell genug folgen kann, entzieht die zweite Turbine mehr Leistung als der Reaktor produziert. Durch die sich einstellende Unterkühlungstransiente kann die Notkühlung ansprechen.

7.3.12 An- und Abfahrvorgänge

An- und Abfahrvorgänge werden in jedem Block ein- bis mehrmals pro Jahr durchgeführt. Dabei sind zahlreiche Handmaßnahmen erforderlich. Es besteht daher ein Potential für Fehlhandlungen, wobei korrigierende Verriegelungen u.U. außer Betrieb sind.

7.3.13 Leck einer Frischdampf-Leitung (verschiedene Lecklagen)

Bei einem Leck nahe der Turbine fällt der Frischdampfdruck im Sammler unter Umständen nicht unter den Ansprechwert der Verriegelung 6.4.19 (Schließen des betroffenen Dampferzeugers in Richtung Frischdampf-Sammler, Haupt- und Notspeisewassersystem und Abschlämmsysteme, Abschalten der Hauptumwälzpumpe). Auch der Ansprechwert der Verriegelung für die Turbinen-Schnellabschaltung (Druck im Frischdampf-Sammler  $< 4$  MPa) wird nicht erreicht. Es sind Maßnahmen zur Leckabsperrung erforderlich, für die jedoch genügend Zeit zur Verfügung steht.

Bei Lecks, die näher am Dampferzeuger liegen, wird durch die Verriegelung 6.4.19 der defekte Dampferzeuger isoliert. Er dampft über das Leck aus.

Bei Ausfall der Frischdampf-Schnellschlußarmatur fällt der Sammlerdruck unter 4 MPa, worauf Turbinen- und Reaktorschnellabschaltung ausgelöst werden. Bei 3,5 MPa im Sammler schließen alle Frischdampf-Schnellschlußarmaturen. Die Frischdampf-Abblasearmaturen (BRU-A) und die Frischdampf-Umleitstation (BRU-K) werden abgetrennt und stehen nicht mehr zur Verfügung. Die Frischdampf-Sicherheitsventile werden angefordert. Längerfristig muß der Frischdampf-Sammler durch einen Handbefehl auf die Trennarmaturen aufgetrennt werden, um ein Halbwerk (drei der sechs Dampferzeuger) wieder in Betrieb zu nehmen, d.h. um eine Abblasearmatur bzw. eine Umleitarmatur wieder zur Verfügung zu haben. Durch die Unterkühlung erfolgt Nachspeisung in den Primärkreislauf. Dies kann im weiteren Verlauf zum Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile führen.

Bei diesem Störfall besteht die Gefahr von Folgeschäden an Dampferzeuger-Heizrohren.

Die Wahrscheinlichkeit von Folgeschäden an anderen Einrichtungen der Sekundärseite, insbesondere auf der sogenannten 14,7 m-Bühne, auf der sämtliche Frischdampf-, Speisewasser- und Notspeisewasser-Leitungen räumlich beieinanderliegen, ist schwer einzuschätzen. Bei solchen Folgeschäden wird unter Umständen gleichzeitig die Notspeisung beeinträchtigt.

Bei einem Bruch innerhalb des Druckraumsystems werden die Überdruckklappen des Druckraumsystems angefordert. Für die Reaktorschnellabschaltung steht hier zusätzlich das Kriterium "Gebäudedruck hoch" zur Verfügung.

#### 7.3.14 Leck des Frischdampf-Sammlers

Bei einem solchen Leck wird der Sammler durch die Frischdampf-Schnellschlußarmaturen abgetrennt (vgl. Abschnitt 7.3.13). Das Problem von Folgeschäden im Bereich der 14,7 m-Bühne besteht hier ebenfalls. Durch die schnelle Druckabsenkung können Schäden an Heizrohren mehrerer Dampferzeuger auftreten.

Bei Versagen von mehr als einer Schnellschlußarmatur besteht aufgrund der Unterkühlungstransiente die Gefahr des Spröbruchversagens des PKL und der Rekritikalität.

Transienten infolge Fehlöffnens von Frischdampf-Umleit- bzw. Frischdampf-Sicherheitsventilen sind in ihren Auswirkungen mit Lecks in einer Frischdampf-Leitung bzw. am Frischdampf-Sammler vergleichbar.

#### 7.3.15 Leck einer Speisewasser-Leitung (verschiedene Lecklagen)

Diese Transiente verläuft im wesentlichen wie ein Frischdampf-Leitungsleck, jedoch tritt eine geringere Unterkühlung der Primärseite auf. Der Druckabfall im Frischdampfsystem ist verzögert. Alle Hauptspeisepumpen fallen aufgrund der Verriegelung "Druck auf der Pumpendruckseite niedrig" aus. Die Reaktorabschaltung wird relativ spät angeregt, die Notspeisung erfolgt auf nahezu leere Dampferzeuger (vgl. Abschnitt 7.3.9).

Die ungünstigste Lecklage befindet sich zwischen einem Dampferzeuger und der letzten Rückschlagklappe vor dem Dampferzeuger. In diesem Fall muß die Notspeisewasser-Leitung zum entsprechenden Dampferzeuger abgesperrt werden, da andernfalls eine Noteinspeisung auf das Leck erfolgt. Die Lecklage kann bei größeren Leckagen nur in der ersten Phase der Transiente anhand der unterschiedlichen Dampferzeuger-Füllstände erkannt werden, kleinere Leckagen werden überspeist und sind daher nicht lokalisierbar. Die Leckortung muß durch Probieren verschiedener Absperrungen erfolgen.

Bei Lecklagen innerhalb des Druckraumsystems oder in einer Dampferzeuger-Abschlammleitung wird das Reaktorschutzkriterium "Gebäudedruck hoch" erreicht.

Bei einem Leck in einer Abschlammleitung erfolgt keine automatische Abschaltung der Hauptspeisepumpen. Die Detektion des betroffenen Dampferzeugers ist zeitaufwendig.

### 7.3.16 Leck eines der drei Speisewasser-Sammler

Es gibt einen saugseitigen und zwei druckseitige Speisewasser-Sammler. Durch den Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung bei einem großen Leck an einem dieser Sammler werden Turbinen- und Reaktorabschaltung verzögert ausgelöst (vgl. Abschnitt 7.3.9).

Lecks im Drucksammler verlaufen im wesentlichen wie ein Speisewasser-Leitungsbruch. Bei Lecks im Saugsammler ist zusätzlich das Notspeisewasser betroffen.

Der Inhalt des Speisewasserbehälters strömt durch das Leck in das Maschinenhaus aus. Hierdurch ist eine Beeinträchtigung von elektrischen Einrichtungen, Pumpen und Armaturen durch Wasser und Dampf gegeben.

Folgeschäden an Komponenten im Maschinenhaus bei Versagen von Behältern mit hohem Energieinhalt (Speisewassersammler, Speisewasserbehälter, Hochdruck-Vorwärmer) sind möglich.

### 7.3.17 Ausfall Technisch-Wasser-System

Das Technisch-Wasser-System ist pro Doppelblock einmal vorhanden. Es kühlt Verbraucher sowohl der Betriebs- als auch der Sicherheitssysteme. So werden die Blocktransformatoren, die Reservetransformatoren und auch die Dieselmotoren durch das Technisch-Wasser-System gekühlt. Die Blocktransformatoren können ggf. durch das Hauptkühlwasser gekühlt werden, die Kühlung der Hauptkühlwasserpumpen erfolgt aber wiederum durch das Technisch-Wasser-System. Maximal zwei der vier Reservetransformatoren der Blöcke 1 bis 4 können infolge des Ausfalls des Technisch-Wasser-Systems eines Doppelblocks ausfallen. Die Eigenbedarfstransformatoren wurden auf Luftkühlung umgestellt, für die übrigen Reservetransformatoren ist dies vorgesehen.

Elektrische Einspeisungen, z.B. aus dem anderen Doppelblock können, durch Handmaßnahmen hergestellt werden. Erfolgen diese Handmaßnahmen nicht, so sind nach ca. 30 min die Batterien entleert und die Anlage befindet sich in einem nicht beherrschbaren Zustand.

Ein Ausfall des Technisch-Wasser-Systems ist denkbar aufgrund folgender Ursachen:

- Überflutung des Einlaufbauwerks, z.B. durch Leck einer Leitung, u.U. infolge Absturzes von Lasten vom Kran
- Blockade des Wasserzulaufs zum Einlaufbauwerk
- Bruch der Vorlaufleitung
- Beschädigung der gemeinsamen Kabeltrasse aller Pumpen

Schwachstellen liegen hier einerseits im unzureichenden Redundanzgrad des Technisch-Wasser-Systems (Leitungen) und andererseits darin, daß sowohl Betriebs- als auch Sicherheitssysteme (Notstromdiesel) durch das Technisch-Wasser-System gekühlt werden.

#### 7.3.18 Ausfall mehrerer Hauptumwälzpumpen

Diese Transiente ist von besonderer Bedeutung, da die HUP keine Schwungmasse für eine Verlängerung der Auslaufzeit bei Ausfall der Stromversorgung besitzen, sondern innerhalb von ca. 3 sec stehen. Ein gleichzeitiger Ausfall von mehr als zwei HUP führt zur Reaktorschnellabschaltung (HS 1). Durch eine Analyse ist zu überprüfen, ob der gleichzeitige Ausfall mit sofortigem Stillstand aller HUP bei entsprechend hoher Reaktorleistung zum Überdruckversagen des PKL führt. Bei einem Einzelfehler in der elektrischen Energieversorgung ist der gleichzeitige Ausfall von vier Pumpen möglich, wenn zwei gekoppelte Schienen davon betroffen sind und eine bestimmte Schaltung der HUP vorliegt. In diesem Fall kommt es zu einem Druckaufbau im PKL bis zum Ansprechen der Druckhalter-Sicherheitsventile.

Eine solche Transiente ist möglich, wenn gegen Festlegungen in der Tabelle der zulässigen Leistungen verstoßen wird. Weiterhin ist zu prüfen, ob Fehler in der Steuerung (HUP-Automatik) zum gleichzeitigen Abschalten aller HUP führen können.

### 7.3.19 Ausfall der sicheren Drehstrom-Hauptverteilung 380 V bzw. der Gleichstrom-Hauptverteilung 220 V

Die wesentlichen Funktionen des Systems zur unterbrechungslosen Stromversorgung sind die Bereitstellung der Steuerspannungen, der Meß- und Signalisationsspannungen, der Versorgung von Armaturen, die unterbrechungslos zur Verfügung stehen müssen sowie die Stromversorgung der Verriegelungsautomatiken.

Innerhalb des Systems der unterbrechungslosen Stromversorgung bestehen folgende Mängel:

- Blockzugeordnet ist nur eine Gleichstromverteilung vorhanden. Eine zusätzliche Gleichstromverteilung wird für zwei Blöcke genutzt.
- Die rotierenden Umformer erfordern häufige Stillstände und können nur unter Abschaltung der zugehörigen sicheren Hauptverteilung wieder zugeschaltet werden.
- Doppelerdschlüsse an den 220 V-Gleichstromverteilungen können zu Spannungsverdoppelungen an den doppelt eingespeisten Verbrauchern führen.
- Im Notstromfall müssen die rotierenden Umformer vom Gleichrichter auf den Wechselrichterbetrieb und anschließend wieder auf Gleichrichterbetrieb umschalten. Dies führt im Anforderungsfall zu einer Verminderung der Versorgungssicherheit.
- Verschiedene Gleichstromverbraucher, wie z.B. die 6 kV-Schaltersteuerung, werden nicht redundant versorgt.

### 7.3.20 Reaktivitätsstörungen

Im Verlauf des bisherigen Betriebs der Anlage kam es in mehreren Fällen zur unzulässigen Einspeisung von Deionat in den PKL. Die als Folge aufgetretenen Unterborierungen waren jedoch sicherheitstechnisch unbedenklich.

Zu Reaktivitätsstörungen kann es auch durch Fehler in der Reaktorregelung kommen. Zur Reaktorregelung werden die 7 Abschaltstäbe

der Regelgruppe gleichmäßig verfahren, die anderen Abschaltstäbe sind bei Leistungsbetrieb vollständig ausgefahren. Im Anfahrbetrieb werden auch Stäbe dieser Regelgruppen gleichmäßig verfahren.

Störungen in der Gesamtreaktivität führen zur Anforderung der Reaktorschnellabschaltung (siehe Abschnitt 7.3.21). Störungen in der Reaktivität einzelner Kernbereiche können wegen der o.g. Fahrweise der Abschaltstäbe durch

- Veränderung des Kühlmitteldurchsatzes durch eine Kasette,
  - unbeabsichtigtes Ausfahren eines Abschaltstabes,
  - Hängenbleiben eines Abschaltstabes oder
  - axiale Reaktivitätsstörungen infolge von Veränderungen der Stabstellungen
- auftreten.

Diese Störungen führen zu Schiefasten oder zu Störungen der axialen Leistungsdichteverteilung.

Sicherheitstechnisch bedenkliche Ereignisse sind bei Betrieb nicht aufgetreten. Solche Ereignisse können derzeit nur durch Veränderung der Kassettenaustrittstemperaturen erkannt werden. Überschreitungen zulässiger Kassettenaufwärmspannen werden gemeldet. Informationen über die lokale Leistungsdichteverteilung stehen nicht zur Verfügung.

(Die Aussagen zur Betriebserfahrung sind noch zu prüfen.)

### 7.3.21 Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)

Zu ATWS-Störfällen liegen keine reaktordynamischen Berechnungen vor. Das System zur automatischen Reaktorschnellabschaltung besitzt nur in der Anreegebene Diversität, nicht jedoch im Relasteil zur Auslösung der Reaktorschnellabschaltung.

Ein diversitäres Abschaltssystem durch schnelle Boreinspeisung ist nicht vorhanden. Zur Kompensation von langsameren Reaktivitätsänderungen (Temperatur, Vergiftung) und zur langfristigen Aufrechterhaltung einer Unterkritikalität stehen das Zuspeisesystem und das Notkühlsystem zur Verfügung.

#### 7.4 Leittechnik und elektrische Energieversorgung

##### 7.4.1 Leittechnik

- Kurzbeschreibung

Die Leittechnik ist hierarchisch aufgebaut, sie hat neben blockbezogenen auch doppelblockgebundene Funktionen zu erfüllen. Für jeden Block sind örtliche Meßzentren, örtliche Leitstände, eine unbesetzte Warte des SUS-Systems, eine Blockwarte (BW) sowie ein Blockwartennebenraum vorhanden. Für den Doppelblock existieren örtliche Meßzentren, örtliche Leitstände, eine Apparatehauswarte im aktiven Teil des Reaktorgebäudes und eine Dosimetriewarte. Als Kommunikationsmittel zwischen den leittechnischen Zentren dienen Wechsel-sprech- und Telefonanlagen. Das Leitzentrum ist die BW. Von der BW aus werden die wichtigsten Komponenten und Systeme des Blocks gesteuert, geregelt und überwacht. Infolge der hohen Anzahl verfahrenstechnischer Systeme, wie beispielsweise sechs HUP und zwei Sattdampfturbinen, hat die Leittechnik eine relativ hohe Anzahl von Meß-, Steuer- und Signalisationsstellen. Da der Automatisierungsgrad gering ist, wird ein bedeutender Umfang an Operationen dem Bedienerpersonal übertragen. Zur Darbietung von Schaltzuständen und Meldungen enthält die BW ein klassisches Leuchtbild. Jeder Block ist mit einem Informationsrechner IW 500 MA ausgerüstet, welcher wichtige Blockparameter überwacht, z.B. Kassettenaustrittstemperatur. Neben Einzelanzeigen sind mittels Mehrskalengeräten eine Reihe von analogen Meßwerten anwählbar. Die Leittechnik umfaßt das SUS-System, das Sicherheitssystem und die sicherheitsrelevanten Meß-, Steuer- und Regelungssysteme.

## Steuerungs- und Schutzsystem des Reaktors

Das SUS-System umfaßt:

- das Reaktorschutzsystem (RSS)
- das Reaktorabschaltsystem
- das Neutronenfluß-Meßsystem (NFS)
- das Steuerungssystem der Stellorgane des Reaktors
- das System der Reaktorleistungsregelung
- das System der Stellungsanzeige der Stellorgane des Reaktors
- die Hilfsmedien- und Elektroenergieversorgungssysteme

Entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung werden folgende Systeme bewertet:

### - Reaktorschutzsystem

Das RSS ist gestaffelt aufgebaut. Es besteht aus vier Arten mit den Bezeichnungen HS 1, HS 2, HS 3 und HS 4. Die Anregung des HS 4 bewirkt ein Reaktorleistungserhöhungsverbot; HS 3 bewirkt eine Reaktorleistungsabsenkung mit Normalgeschwindigkeit der ARK-Regelgruppen; HS 2 bewirkt eine Reaktorleistungsabsenkung mit maximaler Geschwindigkeit durch Abfall von ARK-Gruppen und HS 1 bewirkt eine Reaktorschnellabschaltung durch gleichzeitigen Abfall aller sechs ARK-Gruppen.

### - Reaktorabschaltsystem

Der Reaktor verfügt über 37 Regel- und Abschaltstäbe. Sie bestehen aus einer Steuerkassette und einem Brennelementfolger und werden von Getrieben über Zahnstangen elektromotorisch bewegt. Die ARK sind dabei über eine elektromagnetische Schalteinrichtung mit der Zahnstange verbunden und fallen bei Auslösung in 6 bis 13 sec in den Reaktorkern ein. Es gibt fünf ARK-Gruppen mit je sechs ARK in einer Gruppe und eine ARK-Regelgruppe mit sieben ARK.

### - Neutronenfluß-Meßsystem

Die Detektoren des NFS befinden sich außerhalb des Reaktors, sie verfügen alle über Vorrichtungen zur Verstellung ihrer Position. Es werden drei Meßbereiche unterschieden: Anfahr- oder Quellbereich, ausgeführt als logarithmischer Impulsmeßkanal, mit

sechs Zählrohren; Zwischenbereich, ausgeführt als logarithmischer Strommeßkanal mit sechs Ionisationskammern und Leistungsbereich, ausgeführt als linearer Strommeßkanal mit sechs Ionisationskammern. Mit diesen 18 Kanälen werden zwei unabhängige Stränge gebildet, von denen jedes System 9 Kanäle enthält. Jeder Strang liefert Grenzwerte für Reaktorperiodenunterschreitung und Neutronenflußüberschreitung zum RSS. Darüber hinaus werden Reaktorperiode und Neutronenfluß in der BW angezeigt und registriert.

- Hilfsmedien- und Elektroenergieversorgungssysteme

Die Einspeisung der ARK-Antriebe erfolgt vom Eigenbedarfsnetz des Blockes über zwei Leitungen von den Kompensationshauptverteilungen 1 und 3 (KHV 1 und 3) mit 220/380 V Wechselspannung. Alle übrigen Teilsysteme des SUS-Systems erhalten über Doppelspeisungen vom Notstromnetz des Blockes in folgender Weise ihre Elektroenergie zugeführt: Komponenten oder Systeme mit 220/380 V Wechselspannung von den Sicherheitshauptverteilungen 1 und 2 (SHV 1 und 2); Komponenten oder Systeme mit 220 V GS von der Gleichspannungshauptverteilung 1 (GHV 1) und der doppelblockgebundenen allgemeinen Eigenbedarfsgleichspannungshauptverteilung (AEGHV). Innerhalb des SUS-Systems werden für Ausrüstungen und Baugruppen weitere Umformungen vorgenommen, z.B. Hochspannung für Zählrohre und Ionisationskammern, Kleinspannung für elektronische Baugruppen.

- Struktur und Hauptmerkmale des SUS-Systems

Eine Zweisträngigkeit des RSS liegt nur für das NFS vor. Für alle übrigen Kriterien beginnt der zweisträngige Aufbau erst nach den Grenzwertgebern. Einzelne Anregekriterien des RSS werden mehrfach genutzt.

Das RSS arbeitet nach dem Ruhestromprinzip; einige Kriterien werden jedoch nach dem Arbeitsstromprinzip gebildet. Grundsätzlich erfolgt 1 x jährlich bei der Kernbrennstoffumladung eine Prüfung aller Komponenten des SUS-Systems.

Die Wechselspannungsversorgung ist nicht unterbrechungsfrei im Falle der automatischen Umschaltung von einer Einspeiseleitung auf die zweite. Aufgrund des Zeitverhaltens der Ausrüstungen

traten bisher keine Unsicherheiten auf. Die Gleichspannungsein-  
speisung erfolgt diodenentkoppelt über Doppeleinspeiseleitungen.

Im internationalen Vergleich fehlen verschiedene Anregekriterien  
des RSS wie z.B. Höhenstandsabfall in den Dampferzeugern und  
Vergrößerung der Frischdampfdruckabsenkungsgeschwindigkeit. Es  
existiert eine große Anzahl von Verriegelungsschaltern für RSS-  
Anregekriterien, die Ursache für Bedienungsfehler sein können.  
Außerdem fehlen automatische Deblockierungseinrichtungen. So  
muß auch die Umschaltung der Meßbereiche des NFS manuell vom  
Operator vorgenommen werden, d.h. vom Anfahrbereich zum Zwi-  
schenbereich und vom Zwischenbereich zum Leistungsbereich und  
umgekehrt.

Da interne Prüfeinrichtungen fehlen, besteht eine erschwerte  
Funktionsprüfbarkeit bei Reaktorbetrieb.

Es liegen Verletzungen des Prinzips der räumlichen Trennung  
vor, z.B. Anordnung der Mehrzahl von Gebern für das RSS in  
einem Geberraum, Anordnung fast aller Baugruppen des SUS-  
Systems in einem Raum (SUS-Warte). Die Störfallfestigkeit der  
Geber und der elektro- und leittechnischen Komponenten ist nicht  
nachgewiesen. Eine Überflutung von Gebern und MSR-Einrichtun-  
gen kann nicht ausgeschlossen werden.

Eine Notsteuerstelle oder Reservewarte ist nicht vorhanden.

Das System zur Messung der Austrittstemperatur an den Brenn-  
stoffkassetten ist als Kontrollsystem ausgeführt. Bei Über-  
schreitung von Grenzwerten werden keine Verriegelungen wirk-  
sam. Ein Incore-Neutronenflußmeßsystem ist nicht vorhanden. Zur  
Ertüchtigung der Kernüberwachung sowie im Zusammenhang mit der  
Reaktordruckgefäßversprödung und dem Einsatz von Abschirmkas-  
setten ist ein System zur Leistungsdichteverteilung und -über-  
wachung vorzusehen.

Eine Reaktorleistungsbegrenzungseinrichtung, wie international  
üblich, fehlt im Projekt.

Durch eine Reihe von bisher durchgeführten Änderungen im SUS-  
System konnte die Zuverlässigkeit erhöht werden. Ein Versagen  
der Reaktorschnellabschaltung im Anforderungsfall trat beim bis-  
herigen Betrieb nicht auf.

### Sicherheitssteuersystem

Zur Leckbeherrschung werden folgende Funktionen betrachtet:

- Einschalten des Notkühlsystems
- Einschalten des Sprinklersystems
- Absperren des Druckraumsystems
- Schließen der Schnellschluß-Armaturen in den Frischdampf-Leitungen
- Schließen der Schnellschluß-Ventile der Turbinen
- Absperren einer Schleife bei Abriß einer Frischdampf-Leitung
- Einschalten des Notspeisewassersystems

Die Meßwerterfassung erfolgt in der Regel dreifach mit nachfolgender 2 aus 3-Wertung, wobei für die Störfallerkennung in der Regel nur ein Anregekriterium zur Verfügung steht. Geber werden mehrfach genutzt, beispielsweise im SUS-System, im Sicherheitssystem und in den betrieblichen Meß-, Steuer- und Regelungssystemen.

Der schaltungstechnische Aufbau zur Ansteuerung der Sicherheitssysteme, beispielsweise des Notkühl-, des Sprinkler- oder des Notspeisewassersystems genügt nicht dem Einzelfehlerkriterium. Die Steuerstromkreise für die Ansteuerung redundanter Sicherheitsteilsysteme sind je Teilsystem nur einfach vorhanden und werden nur teilweise überwacht. Ein Vorrang von Schutzsignalen gegenüber Handbefehlen ist nicht gegeben. Die Stellung der Entriegelungsschalter wird nicht registriert. Eine ausreichende räumliche Trennung zueinander redundanter Komponenten der Sicherheitssysteme ist nicht gegeben.

Die HUP-Automatik zur Steuerung und Überwachung der Hauptumwälzpumpen ist zweisträngig aufgebaut. Sie übernimmt folgende Aufgaben:

- Bei Abschaltung von zwei HUP wird ein Abschaltewerbot für die anderen HUP gegeben.

- Bei gestörtem oder abgeschaltetem Leistungsregler führt der Ausfall von einer oder zwei HUP über die Kriterien
  - Leistungsrückgang an einer HUP oder
  - Differenzdruck über eine HUP  $\leq 2$  baroder das Schließen von 2 aus 4 Schnellschlußventilen eines Turbosatzes zur Auslösung von HS 3 (gestaffeltes Einfahren der ARK mit betrieblicher Fahrgeschwindigkeit)
- Der Ausfall von mehr als zwei HUP führt über die o.g. Kriterien nach 0,6 sec zur Auslösung von HS 1
- Die Trennung der Turbogeneratoren 1 und 2 vom Netz führt beim Schließen von 2 aus 4 Schnellschlußventilen des letzten arbeitenden Turbosatzes nach 2 sec zu HS 1
- Der Ausfall der Steuerspannung in einem Strang der HUP-Automatik führt zu einer Meldung auf der Warte. Bei Ausfall der Steuerspannung in beiden Strängen wird nach 0,5 sec HS 3 ausgelöst.

Die Hauptumwälzpumpen verfügen über Entriegelungsschalter, die im Wartepult angeordnet sind. Die Entriegelung einzelner HUP kann über die Schalterstellung erkannt werden, eine Signalisierung ist nicht vorhanden.

Unabhängig von der Aussteuerung durch die HUP-Automatik erfolgt bei Ausfall von einer oder zwei HUP eine automatische Leistungsabsenkung auf 60 % bzw. 35 %.

#### Sicherheitsrelevante Meß-, Steuer- und Regelungssysteme

Dazu zählen Systeme, welche keinen unmittelbaren Einfluß auf die nukleare Sicherheit des Blockes haben. Das sind z.B. der Turbinen- und der Aggregateschutz, Regelkreise für Speisewasser und Vorwärm säulen, Steuerungen für Schieber und Pumpen, meßtechnische Überwachung von Anlagenkomponenten, Signalisation bei Grenzwertüberschreitungen auf den Warten bzw. Leitständen.

Diese Anlagenkomponenten werden durch örtliche Anzeigen und Fernanzeigen in den Warten überwacht, Verriegelungen sind in der Regel in 2 aus 3- bzw. 2 aus 2-Schaltungen für den Turbinenschutz oder für die Vorwärmsäulen, in 1 aus 1 für den Aggregateschutz realisiert.

Entriegelungsschalter sind bei 80 % aller Verriegelungsschaltungen vorhanden. Die leittechnischen Einrichtungen sind zum überwiegenden Teil mit Gerätefamilien der 60-er Jahre aus der UdSSR ausgerüstet. Das heißt,

- Einsatz von Schalttafelgroßinstrumenten,
- Fehlen von Funktionsgruppensteuerungen,
- Fehlen einer Störfallprotokollierung.

Die sicherheitsrelevanten Meß-, Steuer- und Regelungssysteme sind überwiegend in Relaischnik, nicht selbstprüfend und nicht selbstüberwachend aufgebaut.

Eine autarke, von der BW getrennte Störfallinstrumentierung ist nicht vorhanden.

Anstelle einer Störfallprotokollierung können folgende Informationen herangezogen werden:

- Auswertung von Schreibstreifen,
- Tagesprotokollierung über Mikrorechnersysteme für die wichtigsten Blockparameter,
- Schnellausdrucke über den Informationsrechner für Brennelementaustrittstemperaturen,
- Schaltprotokolle zur Überwachung des SUS-Systems.

• Sicherheitstechnische Bewertung

- SUS-System:

Im Vergleich zu DWR in der Bundesrepublik Deutschland sind folgende Anregekriterien für HS 1 nicht vorhanden:

- DNB-Verhältnis
- Druck hoch im Primärkreislauf (HS 3/HS 2 vorhanden)
- Druckhalter-Füllstand hoch
- Dampferzeuger-Füllstand tief
- Aktivität in den Frischdampf-Leitungen hoch
- Druckgradient in Notspeisewasser- und Frischdampf-Leitungen

Eine Temperatur-/Druckverriegelung beim Anfahren der Anlage ist nicht vorhanden.

Einige Anregekriterien sind bei mehrfach vorhandenen Komponenten wie z.B. Hauptumwälzpumpen, Turbinen-Schnellschlußventilen nur einfach vorhanden, die logische Verknüpfung dieser Anregekriterien erfolgt dann in 3 aus 6- oder 2 aus 4- Auswahl.

Verschiedene Anregekriterien sind nach dem Arbeitsstromprinzip aufgebaut, z.B. elektrotechnische Kriterien.

Eine räumliche Trennung redundanter Komponenten ist zum Teil nicht gegeben. Dies betrifft die Meßwernerfassung, die Meßwertverarbeitung und die logische Verknüpfung der Anregekriterien.

Es existieren ca. 40 Entriegelungsschalter im RSS. Die Schaltstellung einiger Verriegelungsschalter wird nicht signalisiert. Sie wird einmal pro Schicht kontrolliert und protokolliert.

Für die Komponenten des SUS-Systems ist die Prüfbarkeit während des Betriebes nur bedingt gegeben.

Der Einfall einer beliebigen ARK führt automatisch zu HS 4 (Ausfahrverriegelung der ARK). Eine automatische Leistungsabsenkung wird nicht vorgenommen.

Die gesicherte Wechselspannungsversorgung für das SUS-System ist nicht unterbrechungsfrei.

Für das NFS erfolgt die Meßbereichsumschaltung ausschließlich von Hand. Daher kann beim Abfahren oder nach Abschaltungen ein

falscher Meßbereich angewählt sein. Prüfschalter des NFS sind ohne Signalisierung.

Zur auslegungsgemäßen Betriebsweise und zur Störfallbeherrschung sind umfangreiche administrative Maßnahmen festgelegt, die vom Betriebspersonal zu überwachen und auszuführen sind.

Im Vergleich zu DWR der Bundesrepublik Deutschland verfügt die Anlage nur über wenige automatische Begrenzungsmaßnahmen. Beispielsweise ist eine automatische Steuerstabeinfahrbegrenzung zur Sicherstellung der Abschaltreaktivität über die ARK nicht vorhanden, eine Kühlmitteldruck-Begrenzung, insbesondere eine Sprödbrechüberwachung fehlt ebenfalls.

Gebersignale des RSS werden sowohl für sicherheitsrelevante Betriebssysteme als auch für betriebliche Steuerungen und Verriegelungen genutzt.

Es besteht die Gefahr der Überflutung von Gebern und MSR-Einrichtungen in einigen Betriebsräumen, z.B. im Betriebsraum für die Notkühl- und Sprinklerpumpen.

Die Störfallfestigkeit der Geber und der elektro- und leittechnischen Komponenten ist nicht nachgewiesen.

Eine Incore-NF-Instrumentierung fehlt, Grenzwerte der Brennelement-Austrittstemperaturen werden in der Warte angezeigt, periodisch registriert und vom Betriebspersonal überwacht.

- Sicherheitssystem:

- Schaltungstechnischer Aufbau nach dem Arbeitsstromprinzip.
- Ansteuerung redundanter Sicherheitssysteme nicht einzelfehlerfest.
- Steuerstromkreis für die Ansteuerung redundanter Sicherheitssysteme nur einfach, aber vollständig überwacht.

- Vorrang von Schutzsignalen gegenüber Handbefehlen nicht vorhanden.
  - Mehrfachnutzung von Gebern und starke Vermaschung im Bereich der Steuerung und Verriegelung.
  - Keine räumliche Trennung redundanter Komponenten der MSR-Technik.
  - Nicht überwachte Entriegelungsschalter.
  - Umschaltungen im Bereich der Stromversorgung der HUP erfordern Handmaßnahmen zur Einstellung der Reaktorleistung.
- Sicherheitsrelevante Meß-, Steuer- und Regelungssysteme:
- Die Störfallinstrumentierung ist unzureichend.
  - Eine umfassende Störfallablaufprotokollierung ist nicht vorhanden.

#### 7.4.2 Elektrische Energieversorgung

- Kurzbeschreibung

Die KKW-Blöcke werden an der 220 kV-/380 kV-Freiluftschaltanlage Greifswald betrieben, die über zwei 380 kV-Doppelleitungen und drei 220 kV-Doppelleitungen in das Verbundnetz der DDR eingebunden ist. Die Blöcke 1 und 2 speisen auf das 220 kV-Netz, die Blöcke 3 und 4 auf das 380 kV-Netz. Am Standort befindet sich keine 220 kV-/380 kV-Netzkupplung.

Die erzeugte Energie wird pro Block über jeweils zwei Turbinengeneratoren in das 220 kV oder 380 kV-Netz abgeführt. Von beiden Generatoren wird über Blockeigenbedarfstransformatoren der Eigenbedarf gedeckt. Nachgerüstete Generatorleistungsschalter ermöglichen auch die Deckung des Eigenbedarfs aus der Freiluftschaltanlage (schutztechnische Einbindung Block 2 bis 4 noch nicht abgeschlossen). Das Abfangen der Blöcke auf Eigenbedarf ist nur mit geringer Zuverlässigkeit möglich.

Jedem Turbosatz sind folgende vier 6 kV-Verteilungen zugeordnet:

- BV 1 bzw. BV 5 Allgemeiner Eigenbedarf
- BV 2 bzw. BV 6 Dieselnotstromschiene
- BV 3 bzw. BV 7 Allgemeiner Eigenbedarf und Nutzung der Auslaufenergie für eine Hauptumwälzpumpe
- BV 4 bzw. BV 8 Nutzung der Auslaufenergie für zwei Hauptumwälzpumpen

BV 1 bzw. BV 5 ist mit BV 2 bzw. BV 6 über Leistungsschalter gekuppelt (Normalfall). BV 4 bzw. BV 8 wird von je einem Eigenbedarfsgenerator versorgt, eine Kupplung mit BV 3 bzw. BV 7 über einen Leistungsschalter ist möglich (Sonderfall).

Den 6 kV-Verteilungen sind 380 V-Haupt- und 380 V-Unterverteilungen nachgeordnet. Die beiden 380 V-Hauptverteilungen für Notstrom sind den beiden 6 kV-Dieselnotstromschienen BV 2 und BV 6 direkt zugeordnet. Die 380 V-Unterverteilungen für Notstrom können über Umschaltautomatiken aus beiden 380 V-Hauptverteilungen für Notstrom versorgt werden.

Die 6 kV-Verteilungen (ohne BV 1 und BV 5) können im Bedarfsfall direkt aus einem zweigeteilten Reservenetz versorgt werden. Das Reservenetz wird für jeweils zwei Blöcke über einen Reservenetztransformator (Block 1 und 2 jeweils ein Reservenetztransformator) aus dem 220 kV-Netz gespeist. Die Reserveschienen können über alle Blöcke durchgeschaltet werden, sind jedoch im Normalfall voneinander elektrisch getrennt.

Bei Nichtverfügbarkeit der 6 kV-Versorgung über die Eigenbedarfstransformatoren wird automatisch auf das Reservenetz umgeschaltet. Steht dieses auch nicht zur Verfügung, so erfolgt die Dieselstartanregung.

Bei Unterspannung an der Notstromverteilung wird das der 6 kV-Verteilung BV 2 bzw. BV 6 direkt zugeordnete Notstromdieselaggregat gestartet und auf die ausgefallene Notstromverteilung geschaltet. Ein drittes nicht strangzugeordnetes Notstromdieselaggregat wird ebenfalls gestartet und abhängig von Ausfallkriterien und Vorwahl-

stellung auf eine der beiden Verteilungen geschaltet. Die Zuschaltung erfolgt im unerregten Zustand bei Frequenzdifferenzen kleiner 1 Hz.

Die erforderlichen Umschaltungen für die drei Dieselaggregate werden durch eine doppelt ausgeführte Steuerung vorgenommen. Die Verbraucher werden von den Unterspannungsüberwachungen jeder Verteilung bei Spannungsabsenkung gezielt freigeschaltet.

Im Notstromfall (Anforderung der Diesel-Notstromverteilung) erfolgt die Wiedereinschaltung der Notstromverbraucher durch ein für beide Stränge gemeinsames Wiedereinschaltprogramm, das doppelt ausgeführt ist. Dieses Programm steuert die zeitabhängige Zuschaltung ausgewählter Notstromverbraucher und blockiert Automatik-EIN-Befehle, die nicht zum Programm gehören.

Die Programmsteuerung wird beendet entweder durch Ausschalten von 2 von 3 Dieselgeneratorschaltern oder Einschalten einer Reserve-Einspeisung oder einer Eigenbedarfskupplung.

Sicherheitsrelevante Notstromverbraucher sind an unterschiedlichen Verteilungen angeschlossen. Redundante Verbraucher werden in der Regel nicht gleichzeitig eingeschaltet. Im Anforderungsfall wird der vorgewählte Verbraucher eingeschaltet. Nur bei dessen Versagen wird bei der darauf folgenden Zuschaltgruppe der in Reserve stehende Verbraucher zugeschaltet.

Das System zur unterbrechungslosen Stromversorgung wird gebildet aus zwei 380 V-Hauptverteilungen (SHV 1, SHV 2) und aus einer Reihe von Unterverteilungen (SUV), die nicht redundant aufgebaut sind. Die SUV besitzen Einspeisemöglichkeiten von beiden SHV. Weiterhin gehört zu diesem System eine blockbezogene 220 V-Gleichstrom-Hauptverteilung (GHV). Zusätzlich steht für zwei KKW-Blöcke eine weitere 220 V-Gleichstrom-Hauptverteilung für den allgemeinen Eigenbedarf zur Verfügung (AEGHV).

Im Normalschaltzustand werden die SHV über Thyristorleistungsschalter von den 380 V-Dieselhauptverteilungen eingespeist. An den SHV sind rotierende Umformer angeschlossen, die für die Verbrau-

cher an den Gleichstromhauptverteilungen die Gleichspannung bereitstellen und gleichzeitig die 220 V-Batterien im erforderlichen Ladezustand halten. Von den Batterien gibt es analog zu den Verteilungen eine blockbezogene und eine für zwei KKW-Blöcke gemeinsame. In der Zeitspanne zwischen Spannungsausfall an der oder an den Notstromverteilungen bis zur Spannungswiederkehr gehen die rotierenden Umformer in den Wechselrichterbetrieb über und versorgen, gespeist von den Batterien, die SHV.

Die wesentlichsten Aufgaben des Systems zur unterbrechungslosen Stromversorgung sind die Bereitstellung der Steuerspannungen, der Meß- und Signalisationsspannungen, die Versorgung von Armaturen, die unterbrechungslos zur Verfügung stehen müssen sowie die Bereitstellung von Spannung für sicherheitstechnisch wesentliche Verriegelungsautomatiken.

In den Anlagen werden HUP ohne zusätzliche Schwungmasse verwendet. Im Notstromfall wird die Auslaufenergie der Turbosätze in elektrische Antriebsenergie für die HUP umgewandelt.

Hierzu sind je Block zwei Eigenbedarfsgeneratoren vorhanden, die von den Turbinen angetrieben werden und jeweils zwei HUP versorgen. Die restlichen beiden HUP nehmen über die Blockeigenbedarfs-Transformatoren ebenfalls am Auslauf teil. Eine spezielle Automatik schaltet in diesem Fall alle nicht benötigten Verbraucher an den jeweiligen Verteilungen ab.

Je zwei HUP werden von der BV 4 und BV 8 und je eine Pumpe von der BV 3 und BV 7 versorgt. Die Anbindung an die BV 3 und BV 7 ist als Hosenbeinschaltung ausgeführt, das heißt die beiden Pumpen können sowohl von der BV 3 als auch von der BV 7 versorgt werden.

#### Sicherheitstechnische Bewertung

Bei den Blöcken 1 und 2 werden Haupt- und Reservenetzanschlüsse aus dem gleichen Netz (220 kV-Spannungsebene) versorgt. Eine netzseitige Versorgungsmöglichkeit aus einem anderen Netzknoten ist nicht vorhanden.

Bei den Blöcken 3 und 4 werden die Hauptnetzanschlüsse von der 380 kV-Spannungsebene und der Reservenetzanschluß von der 220 kV-Spannungsebene versorgt. Die Eintrittshäufigkeit für den Notstromfall wird mit 0,1 pro Jahr abgeschätzt. Die Anzahl der Blöcke am Standort hat nur einen geringen Einfluß auf diese Eintrittshäufigkeit.

Die Zuordnung der Eigenbedarfsanlagen ist turbosatzorientiert. Die Notstromanlagen sind funktionell weitgehend zweisträngig, wobei eine durchgehende Redundanz nicht verwirklicht ist und eine Vermaschung zwischen den Strängen besteht. Im Bereich des Reservenetzes, der 380 V-Reserve-Eigenbedarfsversorgung, der doppelblockgebundenen 220 V-Gleichstromverteilung sowie bei der Kühlwasserversorgung für Block- und Reservetransformatoren bestehen Vermaschungen zwischen den beiden Blöcken eines Doppelblocks. Auch bei den Notstromerzeugungsanlagen bestehen Vermaschungen der Blöcke z.B. bei der Gleichspannungsversorgung, der Raumlüftung und der Kühlwasserversorgung.

Von den drei Notstromdieselaggregaten jedes Blockes müssen derzeit im Anforderungsfall mindestens 2 Aggregate zuschalten. Dieser Zustand ist unbefriedigend. Daneben ist wegen der Vermaschung der beiden 6 kV-Verteilungen durch das nicht strangzugeordnete Notstromdieselaggregat nicht auszuschließen, daß Einzelfehler in diesem Bereich zum Ausfall beider 6 kV-Verteilungen führen.

Eine räumliche Trennung von Kabeln redundanter Einrichtungen ist nicht vorhanden. Die Hauptverteilungen sind entsprechend ihrer Strangzuordnung räumlich getrennt.

Derzeit liegen keine realistischen Leistungsbilanzen vor. Eine Beurteilung der leistungsmäßigen Auslegung und des Redundanzgrades, insbesondere bei der Notstromdieselversorgung, ist deshalb nur eingeschränkt möglich.

Unter bestimmten Randbedingungen kann die automatische Zuschaltung sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher durch das Dieselzuschaltprogramm blockiert werden. Handmaßnahmen werden durch das Zuschaltprogramm nicht beeinflusst. Die Blockierung der automatischen Zuschaltung wirkt nach Anregung des Zuschaltprogramms so lange, bis die vorn beschriebenen Rückschaltkriterien erfüllt sind. Beim Rück-

schalten kann es durch gespeicherte Automatikbefehle zu einem Überlasten eines Notstromdieselaggregates kommen. Die Rückschaltung muß über eine Freischaltung der 6 kV-Hauptverteilung erfolgen, da eine Synchronisierungseinrichtung fehlt. Eine scharfe Prüfung des Zuschaltprogramms ist nur beim Anfahren des Blockes vorgesehen.

Die Dieselstartautomatiken werden nur durch Unterspannung an den 6 kV-Notstromverteilungen angeregt. Eine Frequenzüberwachung ist nicht vorhanden. Beide Dieselstartautomatiken sind von der Meßwert- erfassung bis zur Schaltbefehlsausgabe voneinander unabhängig aufgebaut. Durch eine Verriegelung wird bei Abschaltung des Hauptnetzes und des Turbosatzes die Einspeisung der zugehörigen Eigenbedarfs- schiene abgeschaltet. Dadurch wird ein Betrieb der Notstromschiene mit Unterfrequenz durch den auslaufenden Turbosatz verhindert.

Die Prüfung wichtiger Automatiken und Systeme ist bei Anlagenbe- trieb nicht bzw. nur unter Redundanzeinschränkungen möglich.

Bei Eintritt eines Einfachfehlers an der BV 4 oder BV 8 (z.B. Sam- melschienenkurzschluß) können 3 HUP gleichzeitig ausfallen. Bei Fahrweise mit nur einem Eigenbedarfsgenerator können 4 HUP gleich- zeitig ausfallen. Den Ausfall von 5 bzw. 6 HUP infolge einer Stö- rung innerhalb der elektrischen Energieversorgung kann man ausschlies- sen.

## 7.5 Ergonomische Gesichtspunkte

### 7.5.1 Einleitung

Wie die Diskussion der einzelnen technischen Systeme zeigt, spielt aufgrund des bestehenden Anlagenkonzeptes das Bedienerpersonal bei der Führung der Anlage sowohl im Normalbetrieb als auch bei Stö- rungen bzw. Störfällen eine wesentliche Rolle.

Die ergonomische Gestaltung der für die menschliche Zuverlässigkeit bedeutsamen Einflußgrößen entscheidet nicht selten darüber, ob es in kritischen Situationen zu Mißgriffen und Irrtümern kommt.

Im folgenden wird eine Auswahl wesentlicher Einflußgrößen aus ergonomischer Sicht bewertet. Weitergehende Untersuchungen, insbesondere die Entwicklung von Handlungsmodellen und Aufgabenanalysen für Handmaßnahmen, konnten bisher nicht erfolgen.

#### 7.5.2 Störfalldiagnosehilfen

Die zur Diagnose einer Störung bereitgestellten Hilfsmittel weisen unter ergonomischen Gesichtspunkten eine Reihe von Mängeln auf. Dadurch werden die Diagnoseaufgabe und das Auswählen der benötigten Störfallanweisungen erschwert. Fehldiagnosen oder Zeitverluste können die Folge sein.

Das Bedienerpersonal wird optisch und akustisch auf das Erreichen von Signalgrenzwerten und das Eintreten einer Störung hingewiesen (Aufmerksamkeitslenkung durch Hupe, Blinkleuchten, Veränderung von Meßwertanzeigern u.ä.). Bei der Interpretation der Signalisierungsbilder ist es weitgehend auf seine Fachkunde angewiesen.

Hat das Bedienerpersonal aufgrund der anfänglichen subjektiven Situationsbeurteilung eine bestimmte Störfallbetriebsvorschrift ausgewählt, so sind vor der Abarbeitung dieser Prozedur die für diese Prozedur gültigen Anfangssymptome (Änderung von Prozeßgrößen oder Ereignissen) zu kontrollieren. Die hier verwendete Darstellung der Symptome genügt in vielen Punkten nicht ergonomischen Gestaltungsprinzipien. Es fehlen logische Verknüpfungen, die Symptombeschreibungen lassen großen Interpretationsspielraum, zu kontrollierende Instrumente werden nicht ausreichend bezeichnet. In den Betriebsvorschriften wird auf Symptome hingewiesen, die nur zeitverzögert, nicht in der Blockwarte oder nicht bei der zugrundegelegten Störung beobachtbar sind.

### 7.5.3 Betriebsvorschriften für Störfälle

Der Aufbau der Betriebsvorschriften entspricht in zahlreichen Punkten nicht ergonomischen Forderungen, so daß in Störfallsituationen in erhöhtem Maße mit Unterlassungs- und Ausführungsfehlern zu rechnen ist.

Die Störfallanweisungen sind in Listenform angeordnet und gliedern sich in die Abschnitte "Erkennungsmerkmale", "automatisch erfolgende Maßnahmen" und "von Hand einzuleitende Maßnahmen". Ergonomische Gestaltungsmittel wie z.B. Strukturieren, Hervorheben oder einheitliches Darstellen sind nicht eingesetzt. Die Prozeduren gehen fließend ineinander über. Ein Anweisungsidentifikationsschema fehlt ebenso wie ein Markierungsschema für abgearbeitete Anweisungen. Möglichen Fehlern bei der Reihenfolge der Abarbeitung wird nicht ausreichend vorgebeugt. Bedingte Anweisungen sind häufig schlecht als solche erkennbar. Warnungen sind ungünstig plaziert und enthalten zum Teil selbst wieder Anweisungen.

Der Streß, dem das Bedienerpersonal nach Eintritt eines Störfalles ausgesetzt ist, führt insbesondere im Bereich des kenntnisbasierten Handelns zu einer deutlichen Erhöhung der Fehlerhäufigkeit. Ebenso verzerrt sich die Wahrnehmung von Zeit und zeitabhängigen Größen. Der Inhalt der Prozeduranweisungen berücksichtigt diese Zusammenhänge nicht. Der Detaillierungsgrad der Anweisungen ist im allgemeinen gering. Anweisungen, die bei Ausfall von einzelnen Systemfunktionen auszuführen sind, werden nicht in ausreichendem Maße bereitgestellt. Die Anlagenkennzeichnung ist mangelhaft und teilweise nicht einheitlich. Fehlende Informationen zu Handlungsabläufen müssen aus dem Gedächtnis heraus ergänzt werden. Auslassen oder Vertauschen der Reihenfolge von Teilaufgaben kann die Folge sein. Bei Kontrollaufgaben wird vom Bedienerpersonal verlangt, das Zeitverhalten von Prozeßgrößen subjektiv einzuschätzen (z.B.: wenn sich die Prozeßgröße langsam, schnell, häufig, stark usw. ändert, dann ...).

#### 7.5.4 Qualifikation und Training des Bedienerpersonals

Jede der vier Blockwarten ist mit einem Blockleiter, einem Reaktoroperator, einem Leitstandsmaschinisten und einem Elektrooperator besetzt. Abweichungen von dieser Mindestbesetzung sind nur kurzzeitig zulässig. Der für alle vier Blöcke verantwortliche diensthabende Ingenieur kann kurzfristig auf der Blockwarte des Störfallblockes sein (nach Betreiberauskunft in der Regel innerhalb von 10 min). Weiterhin ständig besetzt sind die Apparatehauswarte, die Elektrowarte, die Dispatcherwarte, die Dosimetriewarte, das Einlaufbauwerk und das Auslaufbauwerk.

Ein großer Teil der Maßnahmen, die innerhalb der ersten Phase nach dem Störfalleintritt erforderlich sind, müssen von dem in der Blockwarte anwesenden Personenkreis kontrolliert, veranlaßt bzw. durchgeführt werden. Eine zentrale Rolle kommt hierbei dem diensthabenden Ingenieur, dem Blockleiter und dem Reaktoroperator zu. Von ihnen wird erwartet, daß sie die notwendigen Diagnosen und Schalthandlungen auf der Basis ihrer erworbenen Fachkunde auch ohne Unterstützung durch schriftliche Hilfsmittel ausführen können. Eine Folge dieses Konzeptes ist es, daß eine ergonomisch vorteilhafte Gestaltung dieser Hilfsmittel nicht bzw. nur unzureichend erfolgt ist (vgl. auch 7.5.2 und 7.5.3).

Dieses Konzept, überwiegend auf die Fachkunde des Bedienerpersonals zu vertrauen, ist zufriedenstellend für solche Situationen, mit denen das Bedienerpersonal gut vertraut ist. Dafür, daß dieses in Störfallsituationen nicht der Fall sein könnte, gibt es u.a. folgende Hinweise:

- Die Qualifikationsmaßnahmen reichen nicht aus, um das gesamte Störfallspektrum in ausreichend kurzen Zeitabständen mit dem gesamten Bedienerpersonal durchzuarbeiten und somit den Kenntnisstand auf überdurchschnittlich hohem Niveau zu halten.
- Die Abbildungstreue des Übungssimulators wird als unzureichend eingestuft.
- Eine außergewöhnlich gute Vertrautheit mit der Anlage und ein dauerhaft verfestigtes Detailwissen auch über seltene Vorgänge kann nur im Zuge einer langjährigen Tätigkeit aufgebaut werden.

Aufgrund der Personalfuktuation muß davon ausgegangen werden, daß ein erheblicher Teil des Bedienerpersonals diese Voraussetzungen noch nicht erfüllt.

- Der Ausbildungswertegang und damit die Anfangsqualifikation des Bedienerpersonals ist nicht überdurchschnittlich einzustufen. Der Betreiber selbst nimmt die Prüfungen ab.

#### 7.5.5 Gestaltung der Blockwarte

Die Gestaltung der Blockwarte entspricht dem technischen Stand der 60er Jahre. Umrüstungen auf moderne Leittechnik unter Berücksichtigung ergonomischer Aspekte haben nicht stattgefunden. Die Gestaltung der Blockwarte entspricht in zahlreichen Punkten nicht heutigen ergonomischen Forderungen. Ob eine teilweise Modifikation der Warte ratsam ist oder nicht, sollte jedoch bei jedem einzelnen Problem wegen der zum Teil langjährigen Erfahrung des Personals mit der gegebenen Anordnung sorgfältig geprüft werden. In diesem Falle wäre zumindest über eine längere Umlernphase mit einer erhöhten Fehlerhäufigkeit zu rechnen. Einen Eindruck über die Probleme können folgende Beispiele vermitteln:

- Die gewählten Bewegungskodierungen (Schalter nach links drehen entspricht Armatur schließen) und Farbkodierungen (z.B. Rot für Armatur ist offen) für Stellteile berücksichtigen nicht die allgemein bekannten Populationsstereotypen.
- Ein erheblicher Teil der in die Wandtafeln integrierten Instrumente ist schlecht oder von den Arbeitsplätzen des Bedienerpersonals überhaupt nicht ablesbar. So werden wichtige Anzeigen durch die Pulte verdeckt, beim Ablesen der Havariemeldefelder tritt Reflexblendung auf, Linienschreiber sind oberhalb Kopfhöhe angebracht und nur unter erschwerten Bedingungen ablesbar.
- Die Anordnung der Betätigungsschalter auf den Steuerpulten hat bereits in der Vergangenheit zu Verwechslungen geführt. Die farbliche Kennzeichnung der bekannten "Problemfälle" bzw. die Abdeckung dieser Schalter mit leicht entfernbaren Ringen ist unzureichend. Neben einer verbesserten Anordnung der Schalter sollten die Stellgliedrückmeldungen mit in das Pult integriert werden.

Zur Zeit werden diese Stellgliedrückmeldungen auf den Wandtafeln angezeigt, so daß das Bedienerpersonal nicht gleichzeitig die Rückmeldungen und die Schalter beobachten kann.

- Maßnahmen, die einem möglichen Meldeschwall und seinen Folgen entgegenwirken (z.B. hierarchisches Meldesystem, optische/akustische Kodierung, Lagekodierung) sind nur unzureichend vorhanden.
- Sicherheitsrelevante Meß- und Grenzwerte innerhalb eines Systems können nur durch Mehrfachnutzung von Anzeigegeräten abgelesen werden. So können z.B. ca. 30 Prozeßgrößen innerhalb der Hauptumwälzleitungen nur über zwei Geräte abgelesen werden. Beim Digitalanzeigegerät wird der Wert nur als Ziffernfolge dargestellt. Einheit und Kommastelle müssen aus dem Gedächtnis heraus ergänzt werden.
- Die Verriegelungsschalter sind nicht ausreichend gegen Fehlbedienung bzw. gegen Fehlstellung geschützt.
- Die Beschriftung der Betriebsmittel an Pulten und Wandtafeln ist unzureichend. Deutsche und russische Kodierungen werden parallel verwendet, wobei nicht beide Systeme in gleicher Weise von dem Bedienerpersonal verwendet werden. Teilweise fehlen auch Bezeichnungen, sind unleserlich, handschriftlich mit Klebestreifen beigefügt oder sind so angebracht, daß sie auch für das benachbarte Betriebsmittel gelten könnten.
- Als Kommunikationseinrichtungen stehen die Telefonanlage und die Wechselsprechanlage zur Verfügung. Letztere führt zu einer akustischen Beeinträchtigung im Wartenraum. Dadurch wird das Wartenpersonal vor allem in Störfallsituationen abgelenkt.

## 7.6 Empfohlene Ertüchtigungsmaßnahmen

In diesem Abschnitt werden systembezogenen Verbesserungsmaßnahmen genannt, wobei zwischen kurzfristig zu realisierenden Maßnahmen und solchen, die in Ergänzung zur vorgesehenen Rekonstruktion ("16-Punkte-Programm") durchgeführt werden sollen, unterschieden wird. Die kurzfristigen Maßnahmen werden in Ergänzung zu dem vom SAAS

aufgestellten "35-Punkte-Programm" als notwendig erachtet, um einen befristeten Weiterbetrieb der Blöcke 1 bis 4 zu ermöglichen.

#### 7.6.1 Reaktorabschaltsystem

Kurzfristig:

- Automatische Auslösung des Reaktorschutzsystems durch das Kriterium "Dampferzeuger-Wasserstand tief"
- Überwachung und Stellungsanzeige aller Verriegelungsschalter

Längerfristig:

- Installation eines schnell wirkenden Bor-Vergiftungssystems

#### 7.6.2 Notkühlsystem

Kurzfristig:

- Austausch der EP 50-Pumpen gegen ZN 65-Pumpen (in Abhängigkeit von den Analysen zur Beherrschung des Lecks NW 32 mit einer Pumpe und des Lecks NW 200 mit vier Pumpen evtl. erst längerfristig erforderlich)
- Notstromversorgung und Nutzung der Reaktor-Füllpumpe P 36 und der Abklingbeckenpumpe P 17 zur Niederdruck-Langzeiteinspeisung. Dazu sind die Förderkapazitäten durch Versuch zu ermitteln.
- Vom Notkühlsystem unabhängige Aufheizung des Havarieborbehälters
- Gewährleistung der auslegungsgemäßen Umgebungsbedingungen für die Notkühl- und Sprinklerpumpen (Isolierung von Rohrleitungen mit aufgewärmtem Notkühlwasser)
- Verzicht auf geschlossene Motorarmaturen, die im Anforderungsfall öffnen müssen. Dabei ist zu beachten, daß die Sicherheit gegen Leckagen aus dem PKL nicht beeinträchtigt wird.

- Automatische Ansteuerung der Reservepumpe bzw. der Motorarmatur in der dritten Sprinklerleitung bei Ausfall einer Pumpe bzw. Armatur
- Einrichtung einer absperrbaren pumpendruckseitigen Querverbindung zum Notkühlsystem des Nachbarblocks (innerhalb eines Doppelblocks) und einer räumlich getrennten Notkühlwasser-Rückförhpumpe.
- Bereitstellung einer Gebäudeentwässerungspumpe für den Notkühl-pumpenraum mit Ortung der Lecklage hinsichtlich Herkunft des Leckwassers (Technisch-Wasser oder Notkühlwasser)
- Verhinderung der Verstopfung der Rücklaufleitung aus dem Sumpf durch Verbesserung der Sumpfabdeckung.

Längerfristig:

- Umbindung der Einspeisungen auf die heißen Stränge (in Abhängigkeit von den Analysen zu Belastungen des Reaktordruckbehälters durch "kalte Zungen" evtl. bereits kurzfristig)
- Verbesserung der Kapazität, des Redundanzgrades und der räumlichen Trennung der Notkühl- und Sprinklereinrichtungen (Druckspeicher, Niederdruck- und Hochdrucksysteme)

### 7.6.3 Notspeisesystem/Frischdampfsystem

Kurzfristig:

- Absperrbare Querverbindung zwischen den Notspeise-Druckleitungen der Blöcke 1 bis 4 mit zusätzlichen Schlauchanschlußstutzen
- Einspeisemöglichkeit in die Dampferzeuger-Abschlammleitungen über eine von der 14,7 m-Bühne räumlich getrennte Rohrleitung, ebenfalls mit zusätzlichen Schlauchstutzen
- Deionatpumpe mit unabhängigem Antrieb zur Notbespeisung der Dampferzeuger aus den Deionatbehältern
- Einbeziehung anderer Wasserreserven wie Fernwärmeleitung, Trinkwasser, Feuerlöschwasser

Längerfristig:

- Verbesserung der Kapazität, des Redundanzgrades und der räumlichen Trennung der Einrichtungen zur Notspeisung und Frischdampfabgabe sowie der erforderlichen Hilfssysteme

7.6.4 Technisch-Wasser-System/Zwischenkühlkreislauf (ZKKL-KKW)

Kurzfristig:

- Absperrbare pumpendruckseitige Querverbindung der Technisch-Wasser-Systeme beider Doppelblöcke
- Gebäudeentwässerungspumpe für das Einlaufbauwerk mit automatischer Einschaltung bei Wasseranfall

Längerfristig:

- Verbesserung des Redundanzgrades und der räumlichen Trennung von Technisch-Wasser-System und ZKKL-KKW

7.6.5 Überdruckklappen und Gebäudeabschluß der Lüftungsleitungen des Druckraumsystems

Kurzfristig:

- Verringerung der Zahl der bei Leistungsbetrieb geöffneten Abluftarmaturen
- Geberräume, in denen die in 7.6.6 geforderte Störfallinstrumentierung installiert wird, sind durch zusätzliche schnellschließende Armaturen (Doppelabsperung) vor der Beaufschlagung mit Dampf zu schützen.

Längerfristig:

- Doppelabsperung aller Lüftungsleitungen mit schnellschließenden Klappen
- Montage von Schutzgittern zur Verhinderung des Eindringens von Fremdkörpern in die Abschlußarmaturen.

#### 7.6.6 Leittechnik

##### Kurzfristig:

- Einzelfehlerfeste Ansteuerung redundanter Sicherheitssysteme
- Getrennter Aufbau und Überwachung der Steuerstromkreise redundanter Sicherheitssysteme
- Überwachung und Anzeige der Stellung aller Verriegelungsschalter der Sicherheitssysteme und ausgewählter wichtiger Verriegelungen (z.B. Zuspaisepumpen über Druckhalter-Höhenstand)
- Einsatz eines Leistungsdichteverteilungs-Überwachungssystems unter Einbeziehung einer Incore-Instrumentierung (Signalisierung DNB)
- Schaffung einer Störfallablauf-Protokollierung
- Schaffung einer autarken Störfallinstrumentierung in den von der Blockwarte räumlich getrennten Geberräumen, die zumindest Primärdruck, Primärtemperaturen, Druckhalter- und Dampferzeuger-Höhenstand erfaßt
- Verriegelung zur Gewährleistung der Sprödbruchsicherheit durch eine Druckentlastung bei Temperaturen unterhalb der Sprödbruch-Übergangstemperatur
- Es ist zu prüfen, ob die unterschiedlichen Grenzwerte des Kriteriums "Druckhalter-Füllstand tief" für Reaktorabschaltung und Einschaltung der Notkühlpumpen sinnvoll sind
- Es ist zu prüfen, ob die unterschiedlichen Grenzwerte des Kriteriums "Gebäuedruck hoch" für Reaktorabschaltung und Einschaltung der Sprinklerpumpen sinnvoll sind
- Geregelt Abfahren der Anlage bei Ausfall eines oder beider Turbosätze (Netzausfall) auf das entsprechende Leistungsniveau, möglichst ohne Ansprechen von Sicherheitssystemen (Reaktorabschaltung, Notkühlung)
- Es ist zu prüfen, ob die administrativen Maßnahmen zur Gewährleistung einer ausreichenden Zahl von auslaufgesicherten Hauptumwälzpumpen ("Tabelle der zulässigen Reaktorleistung") durch elektrische Verriegelungen zu ersetzen sind, zumindest aber ist ein Auftreten unzulässiger Zustände zu signalisieren

- Verbesserung der Leckdetektion und Leckortung
- Installation von weiteren Wassermeldern im Notkühlpumpenraum und im Einlaufbauwerk des Technisch-Wasser-Systems
- Der Abschnitt zwischen Erst- und Zweitabspernung von Anschlußleitungen an den PKL, die mit Motorarmaturen ausgerüstet sind, ist auf Leckagen der Erstabspernung zu überwachen
- Brandschutzmaßnahmen (vgl. Kap. 8)

Längerfristig:

- Grundsätzliche Erneuerung der Leittechnik unter Beachtung der geltenden Regeln und Richtlinien

#### 7.6.7 Elektrotechnik

Kurzfristig:

- Mindestens zweisträngige Auslegung der unterbrechungslosen Notstromversorgung und weitgehende Aufhebung der Vermaschung zwischen den Blöcken
- Ersatz störanfälliger bzw. wartungsaufwendiger Komponenten (Einsatz von statischen Wechselrichtern, Ladegleichrichtern)
- Verbesserung der räumlichen Trennung sicherheitstechnisch wichtiger redundanter Kabel bzw. Ersatzmaßnahmen (vgl. Kap. 8)
- Beseitigung der Kupplungen zwischen den Blockverteilungen BV 3 und BV 4 sowie zwischen BV 7 und BV 8, feste Zuordnung der HUP 3 zu BV 3 bzw. HUP 2 zu BV 7
- Erstellung realistischer Leistungsbilanzen für die Notstromanlagen und ggf. Ableitung erforderlicher Maßnahmen (z.B. 4. Diesel, Erhöhung der Batteriekapazität)
- Überprüfung und ggf. Verbesserung des Notstromverbraucher-Zuschaltprogramms hinsichtlich des Vorrangs der Handbefehle, der Blockierung automatischer Maßnahmen sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher während des Dieselbetriebs und der Bedingungen für die Beendigung des Dieselbetriebs

- Verminderung der Vermaschung der Notstromverteilungen auf der 380 V-Spannungsebene
- Verbesserung der Dieselmotorkühlung durch Schaffung eines unabhängigen Kühlsystems
- Umstellung der Kühlung der Reservetransformatoren auf Luftkühlung

Längerfristig:

- Einrichtung einer Batterieladepreis-Überwachung
- Verbesserung der Erdschlußerkennung und Erdschlußlokalisierung
- Verbesserung der Batterieraumlüftung zur Reduzierung der Raumtemperatur
- Reduzierung der Aggregateschutzkriterien der Notstromdieselaggregate, die im Anforderungsfall zu einer Abschaltung des Aggregates führen
- Nachrüstung von Synchronisierungseinrichtungen für die Dieselmotorschalter
- Anpassung der Hilfssysteme der Dieselaggregate an die Redundanz und Schaltung der Hauptaggregate
- Prüfung von Verbesserungsmöglichkeiten bei der netzseitigen Versorgung hinsichtlich funktioneller und räumlicher Unabhängigkeit (Einbindung in das Verbundnetz, Haupt- und Reservenetzanschlüsse, unabhängige netzseitige Stromversorgung für den Notstromfall, Netzkupplung zwischen dem 380 kV- und dem 220 kV-Netz)
- Verbesserung der Kapazität, des Redundanzgrades und der räumlichen Trennung des Notstromsystems (gemäß "16-Punkte-Programm")

### 7.6.8 Administrative Maßnahmen

#### Kurzfristig:

- Einführung einer 5. Schicht ausschließlich für Qualifizierungs- und Trainingsmaßnahmen
- Abnahme der Fachkundeprüfungen des Wartenpersonals durch vom Betreiber unabhängige Sachverständige
- Ständige Anwesenheit eines erfahrenen hochqualifizierten Sicherheitsingenieurs am Standort zur Unterstützung des Schichtpersonals in außerplanmäßigen Situationen
- Einrichtung einer Notrufbereitschaft für Fachspezialisten und Ausstattung mit geeigneten Alarmierungsmitteln
- Überarbeitung der Störfall-Betriebsvorschrift unter Berücksichtigung ergonomischer Gestaltungsgrundsätze mit der Zielstellung, schnell eindeutige Handlungshilfen zur Unterstützung des Wartenpersonals verfügbar zu haben und Aufnahme bzw. Präzisierung von Anweisungen für bestimmte Ereignisse, z.B. Erkennen von und Verhalten beim Auftreten von Leckagen oder drohenden Netzzusammenbrüchen
- Die Beschriftung von Wand- und Pulttafeln auf der Warte ist einheitlich vorzunehmen. Hierzu ist ein einheitliches Anlagenkennzeichnungssystem anzuwenden. Schriftfelder sollten gut lesbar und zu den zugehörigen Komponentensymbolen eindeutig zuordbar sein. In diesem Zusammenhang soll nicht unerwähnt bleiben, daß auch alle Komponenten und Leitungen vor Ort einheitlich bezeichnet werden und diese Bezeichnungen gut lesbar sein sollten
- Reglementierung der Fahrweise der Krananlagen im Reaktorsaal, im Maschinenhaus und über dem Einlaufbauwerk
- Erstellung von Anweisungen zur Behandlung nicht auslegungsgemäß verlaufender Störfälle, wie z.B.
  - Dampferzeuger-Leck mit Ausfall der primärseitigen Absper- rung des defekten Dampferzeugers
  - Ausfall von Notkühleinrichtungen bei Leckstörfällen oder deren Hilfssysteme, wie Technisch-Wasser-System und Zwischen- kühlkreislauf

- Lecks in Anschlußleitungen des Primärkreislaufes, die außerhalb des Druckraumsystems liegen
  - Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr
- Die Stellungsüberwachung der Handabsperrarmaturen in Anschlußleitungen von Niederdrucksystemen an den Primärkreislauf (entsprechend Abschnitt 7.3.6) ist objektiv sicher zu gestalten (z.B. durch Schlüsselsystem)

Längerfristig:

- Konsequente Anwendung ergonomischer Gesichtspunkte im Rahmen der Rekonstruktion der Leittechnik (vgl. Abschnitt 7.6.5).
- Anpassung des bestehenden Trainingssimulators auf die spezifischen Gegebenheiten des Reaktortyps W-230, insbesondere für das Störfalltraining

## 8. ÜBERGREIFENDE EINWIRKUNGEN

Unter übergreifenden Einwirkungen werden solche Ereignisse verstanden, durch die große Bereiche der Anlage redundanz- und systemübergreifend betroffen sein können. Derartige Ereignisse führen entweder zu einer mechanischen oder thermischen Beaufschlagung von Strukturen, Komponenten und Systemen oder einer Überflutung von Anlagenbereichen. Im weiteren wird unterschieden zwischen anlageninternen Einwirkungen durch Brand, Überflutung, Versagen von Komponenten im Maschinenhaus (Druckbehälter, Turbinen) und äußeren Einwirkungen durch Erdbeben, Hochwasser, Blitzschlag, Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwellen. Bei der Beurteilung solcher übergreifenden Einwirkungen stellt die Häufigkeit, mit der ein Ereignis unter den spezifischen Gegebenheiten der Anlage bzw. des Standortes zu erwarten ist, ein wesentliches Bewertungsmerkmal dar. Für die vorliegende Beurteilung lagen quantitative Angaben zur Eintrittshäufigkeit von Ereignissen im allgemeinen nicht vor.

Da die Einwirkungsmöglichkeiten für die einzelnen Ereignisse unterschiedlich sind, werden nachfolgend die Ereignisse differenziert betrachtet. Einwirkungen Dritter (Terrorismus, Sabotage) werden nicht untersucht.

### 8.1 Beurteilung der derzeitigen Auslegung

#### 8.1.1 Anlageninterne übergreifende Einwirkungen

##### 8.1.1.1 Brand

Der Brandschutz für das Kernkraftwerk Greifswald wurde nach Normen der 60er Jahre projektiert. Aus heutiger Sicht bestehen drei wesentliche Schwachstellen:

- Fehlen einer brandschutztechnischen Trennung redundanter sicherheitsrelevanter Systeme einschließlich Kabelverbindungen in fast allen Anlagenbereichen, außer dem Notstromdieselgebäude.

- Fehlen passiver Brandschutzvorkehrungen bei den Blockwarten einschließlich der zugehörigen Kabelverteilungen und elektrischen Einrichtungen, von denen alle sicherheitsrelevanten Funktionen ausgehen. Das Fehlen von Notwarten vergrößert die Bedeutung dieser Schwachstelle beträchtlich.
- Anordnung sicherheitsrelevanter Systeme (z.B. Speisewasser- und Havariespeisewasserversorgung) im Maschinenhaus im Nahbereich großer Brandlasten (Schmieröl). Das Maschinenhaus für acht Kernkraftwerksblöcke ist als ein Brandabschnitt ausgebildet, der ca. 1000 m lang ist und in dem alle Turbinen/Generatoren in Längsrichtung angeordnet sind.

Neben dem Fehlen der brandschutztechnischen Trennung sicherheitsrelevanter Systeme und Kabelverbindungen untereinander und gegen Brandeinwirkungen durch große Brandlasten bestehen auch Abweichungen zu den gültigen Standards der Bundesrepublik Deutschland (DIN, KTA 2101) und der DDR (TGL). Diese Abweichungen werden bei der folgenden Darstellung der realisierten Brandschutzmaßnahmen als Schwachstellen ausgewiesen:

- Bautechnische Brandschutzmaßnahmen

Es fehlt eine konsequente Trennung der Kraftwerksblöcke durch Brandwände, der einzelnen Gebäude voneinander sowie eine Unterteilung der Gebäude in Brandabschnitte bzw. feuerbeständige Bereiche. Insbesondere ist eine Unterteilung des Maschinenhauses in Brandabschnitte nicht vorhanden. Dort, wo massive Betonkonstruktionen den Abschluß von Gebäuden oder Räumen bilden, kann man von international üblichen Feuerwiderständen für die Abgrenzungen ausgehen.

Im Bereich von Türen, Kabel- und Rohrleitungsdurchführungen und Durchführungen von Lüftungskanälen werden nach derzeitigem Kenntnisstand die in der Bundesrepublik Deutschland und in der DDR geforderten Feuerwiderstände für brandschutztechnische Trennungen im allgemeinen nicht erreicht. Demzufolge fehlen qualifizierte Maßnahmen, um im Brandfall eine raumübergreifende Brandausbreitung sicher zu verhindern. Diese Schwachstelle ist aber in vielen Fäl-

len von untergeordneter Bedeutung, da schon im Brandraum redundanz- bzw. systemübergreifende Ausfälle möglich sind und eine Brandausbreitung auf andere Räume die systemtechnischen Auswirkungen nur unwesentlich verstärkt.

Bautechnische Brandschutzmaßnahmen, die über die projektmäßig vorgesehenen hinausgehen, sind nur punktuell nachgerüstet worden (z.B. Sandbettverlegung von Kabeln).

- Anlagentechnische Brandschutzmaßnahmen

Durch die Brandmeldeanlagen mit automatischen Brandmeldern werden große Anlagenbereiche, von Ausnahmen abgesehen (z.B. einige Räume im Reaktorgebäude, Mittelbau und Maschinenhaus), überwacht. Zusätzlich zu diesen automatischen Brandmeldeanlagen ist die Brandmeldung auch über Handauslösung und per Telefon möglich. Wesentliche Bereiche mit sicherheitsrelevanten Anlagen, in denen automatische Brandmeldeanlagen fehlen, sind z.B. Notkühlsysteme, 0,4 und 6 kV-Schaltanlagen, Speisewasserbereich, Technisch-Wasser-System. Die Meldedichte der überwachten Bereiche erscheint ausreichend.

Automatische Löscheinrichtungen sind nur in sehr wenigen Anlagenbereichen vorhanden. Dieses sind die schmelzlotauslösenden CO<sub>2</sub>-Anlagen im Notstromdieselgebäude und die Löschanlagen der Hochölbehälter im Maschinenhaus und der Blocktransformatoren. Sprühwasserlöschanlagen ohne automatische Auslösung sind dagegen in Kabelanlagen und bei bestimmten Transformatoren eingesetzt. Die Auslösung dieser Anlagen erfolgt durch die Feuerwehr von Hand vor Ort, da Fehlalarme nicht ausgeschlossen werden können und Sekundärschäden möglich sind. Die Handauslösung von Sprühwasserlöschanlagen ist auch in der Bundesrepublik Deutschland üblich.

Die Löschwasserversorgung erfolgt über ein Ringleitungssystem, das gleichzeitig als Trink-, Brauch- und Feuerlöschwassernetz dient. Die Entnahme kann aus Überflurhydranten auf dem Gelände und in Gebäuden über nasse Steigleitungen und Wandhydranten erfolgen.

Die Versorgung der Ringleitung erfolgt über drei Zuleitungen vom Wasserwerk, die jeweils einen Wassertank besitzen, der als Durchflußbehälter betrieben wird. Bei Havarien im Wasserwerk reicht dieser Wasservorrat rund eine Stunde. Der Druck in der Ringleitung wird durch sechs Löschwasserpumpen aufrechterhalten, die bei einem blockübergreifenden Notstromfall auch auf notstromversorgte Schienen geschaltet werden können. Ihr Strombedarf ist allerdings in der derzeitigen Leistungskapazität der Notstromdiesel nicht berücksichtigt. Im weiteren ist noch zu prüfen, ob durch Brand ein blockübergreifender Notstromfall ausgelöst werden kann und ein vollständiger Ausfall der Stromversorgung der Löschwasserpumpen bei blockbezogenem Notstromfall aufgrund der Verschaltung dieser Stromversorgung auf die Eigenbedarfsschienen der Blöcke möglich ist.

Es ist zur Zeit unklar, ob der Druck des Löschwassernetzes ausreicht, um die oberen Bereiche der Gebäude zu versorgen.

- Betriebliche Brandschutzmaßnahmen

Das Konzept der Brandbekämpfung in der Anlage stützt sich im wesentlichen auf die Betriebsfeuerwehr und baut auf deren schnelle Einsatzbereitschaft auf. Die Betriebsfeuerwehr des Kernkraftwerks ist speziell zur Brandbekämpfung in der Anlage ausgebildet. Ihre Stärke und die Ausrüstung erscheinen ausreichend. Die schnelle Einsatzbereitschaft ist bei vielen Überprüfungen nachgewiesen worden. Zu überdenken ist das Konzept, daß beim Einsatz der Betriebsfeuerwehr die Strahlenschutzüberwachung im aktiven Bereich ausschließlich über das Betriebspersonal erfolgt und keine Ausrüstung der Betriebsfeuerwehr mit eigenen Strahlenmeßgeräten und Warngeräten vorgenommen worden ist.

Für die Bekämpfung von Entstehungsbränden stehen für das Betriebspersonal eine ausreichende Anzahl von Handfeuerlöschern an geeigneten Stellen zur Verfügung. Das Training des Betriebspersonals für den Umgang mit Handfeuerlöschern sollte verbessert werden.

Wiederkehrende Prüfungen der Brandschutzeinrichtungen erfolgen regelmäßig, teilweise während des Betriebs des Kernkraftwerks und, wo das nicht möglich ist, einmal jährlich im Rahmen der Großinspektion.

- Sicherheitstechnische Bewertung

Für eine Bewertung des Brandschutzes der Anlagen können die nach KTA-Regel geltenden Einzelanforderungen, insbesondere bezüglich des Vorranges bautechnischer Maßnahmen und der Trennung von Redundanzen von Sicherheitseinrichtungen kein entscheidender Maßstab sein. Hier muß, wie bei älteren Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland und im westlichen Ausland auch, eine schutzzielorientierte Bewertung erfolgen, da die baulichen Gegebenheiten einer konsequenten Anwendung der KTA-Anforderungen, zum Beispiel nach räumlicher Trennung, entgegenstehen. Fehlende bautechnische Maßnahmen werden bei älteren Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland und im westlichen Ausland kompensiert durch

- die flächendeckende Überwachung aller relevanten Anlagenbereiche mit automatischen Brandmeldeanlagen, die eine Brandmeldung in der Brandentstehungsphase gewährleisten,
- den verstärkten Einsatz ortsfester Löscheinrichtungen zur frühzeitigen Brandbekämpfung (Sprühwasser, CO<sub>2</sub>, Halon), möglichst mit halbautomatischer oder automatischer Auslösung,
- separate, brandschutztechnisch getrennte Notstandssysteme einschließlich Notwarte, die bei brandbedingten redundanzübergreifenden Ausfällen von Sicherheitseinrichtungen in der Anlage zum Einsatz kommen.

Vergleichbare Maßnahmen sind bei den Blöcken 1 bis 4 nur teilweise vorhanden. Deshalb kann nicht ausgeschlossen werden, daß infolge eines Brandes Störfälle ausgelöst werden, in deren Folge die Nachwärmeabfuhr gefährdet ist. Aufgrund der fail-safe-Funktion des Schnellabschaltsystems ist eine Gefährdung der Schnellabschaltung weniger wahrscheinlich. Von Bedeutung sind Transienten infolge redundanzübergreifender Brände mit Ausfall der Speisewasserversorgung einschließlich Havariespeisewasser, der Versorgung mit Technisch-Wasser sowie des Zwischenkühlkreislaufes. Bei einem Brand in Kabelverteilungen der Energieversorgung bzw. im Bereich von Schaltanlagen können darüber hinaus auch systemübergreifende Ausfälle eintreten und den vollstän-

digen Ausfall der Warte oder von Teilfunktionen der Warte (Instrumentierung, Ansteuerung) verursachen.

Sofern solche Ausfälle zu Transienten ohne primärseitige Lecks oder ohne sekundärseitige Druckentlastung führen und das Maschinenhaus nicht übergreifend betroffen ist, besteht aufgrund der großen Speisewasserinhalte der Dampferzeuger die Möglichkeit, diese Transienten mit Accident-Management-Maßnahmen, zum Beispiel Stützung der Havarie-Speisewasserversorgung durch andere Blöcke über vorhandene Rohrleitungsverbindungen (Zeitfenster bis zu 6 h), zu beherrschen.

Primärseitige Lecks können infolge Nichtschließens von Sicherheitsventilen nach vorangegangenem, durch die Transiente bedingtem Öffnen eintreten. In diesem Fall können Accident-Management-Maßnahmen nur dann zum Erfolg führen, wenn die Notkühlsysteme nicht wesentlich beeinträchtigt sind (vgl. Störfall 1975).

Bei brandbedingten Transienten mit sekundärseitiger Druckentlastung (z.B. wegen Versagens von Frischdampf- oder Speisewasserleitungen infolge von Brandschäden im Maschinenhaus) bestehen nur geringe Möglichkeiten für Accident-Management-Maßnahmen.

Generell können bei einem Brand in der Anlage Ereignisabläufe eintreten bei denen die Nachwärmeabfuhr nicht mehr sichergestellt ist. Es sind daher kurzfristig entsprechende Verbesserungsmaßnahmen durchzuführen. Im weiteren ist eine umfassende Rekonstruktion des Brandschutzes erforderlich.

#### 8.1.1.2 Überflutung

Bereiche, in denen die Möglichkeit einer Überflutung mit sicherheitstechnisch relevanten Auswirkungen besteht, sind das Einlaufbauwerk, das Maschinenhaus, der Havarieborblock, das Apparatehaus und das Notstromdieselgebäude. Da die Auswirkungen im Notstromdieselgebäude nicht redundanzübergreifend sind, wird diese Überflutungsmöglichkeit hier nicht weiter behandelt.

- Einlaufbauwerk

Im Einlaufbauwerk sind für zwei Reaktorblöcke 4 Hauptkühlwasserpumpen und 5 Technisch-Wasser-Pumpen in einem Raum angeordnet. Die zugehörigen Antriebe befinden sich auf der nächsthöheren Gebäudeebene, die jedoch mit dem unteren Bereich räumlich verbunden ist. Leckagen z.B. infolge von Korrosions- und Erosionsschäden, Fehler bei Instandsetzungen und Montagen sowie Absturz von Lasten können über verschiedene Anzeigen, wie Druckabfall, Durchsatzverringerung, Wasseranfall und Sumpfpumpentätigkeit von der Betriebsmannschaft festgestellt werden.

Bei großen Leckagen ist nicht von einer rechtzeitigen Absperrung auszugehen, so daß eine Überflutung der Antriebe zu erwarten ist. Spätestens bei Fluthöhen von ca. 1,15 m unterhalb der Wasserlinie des Einlaufkanals ist mit einem Funktionsausfall der Antriebe der Pumpen zu rechnen. Somit führen größere, nicht absperrbare Leckagen im Einlaufbauwerk zum Funktionsausfall des sicherheitstechnisch wichtigen Technisch-Wasser-Systems, des Hauptkühlwassersystems und der gesamten Wärmeabfuhr.

- Maschinenhaus

Im Maschinenhaus befinden sich auf Höhenkote -2,1 m (Nullhöhe gleich Geländehöhe) jeweils blockweise nebeneinander aufgestellt zwei Pumpen des Havariespeisewassersystems und 5 Pumpen des Hauptspeisewassersystems mit zugehörigen elektrotechnischen Versorgungseinrichtungen. Eine Überflutung, die zum Ausfall der genannten Pumpen führen kann, ist nur denkbar, wenn eine Hauptkühlwasserleitung versagt und die zugehörige Pumpe nicht rechtzeitig abgeschaltet wird.

Große Lecks an einer Hauptkühlwasserleitung, z.B. als Folge interner Ereignisse wie Turbinen- oder Behälterversagen oder aufgrund herabstürzender Lasten, sind über Systemausfallanzeigen im Turbinen- und Kondensatorbereich erkennbar.

Bei Abschaltung der betroffenen Hauptkühlwasserpumpe innerhalb von ca. 20 min ist eine Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen nicht zu erwarten.

Da Speisewasserpumpen und Havariespeisewasserpumpen räumlich nicht getrennt sind, kann ein Rohrleitungsversagen im Speisewassersystem zum Ausfall des Havariespeisewassersystems führen. Schlagende Leitungen und Strahlkräfte sowie Wasser- und Dampfbeaufschlagung von elektrotechnischen Einrichtungen können hier zum Folgeausfall führen.

- Havarieborblock

Im Havarieborblock sind 6 Havarieborpumpen, 3 Sprinklerpumpen und 2 Sprinklerkühler aufgestellt. Leckagen sind über die Schaltheufigkeit der Sumpfpumpe und über eine Füllstandssonde erkennbar.

Eine Flutung des Raumes führt bei 45 cm Wasserhöhe zum Funktionsverlust der Havarieborpumpen und bei 57 cm zum Ausfall der Sprinklerpumpen.

Als Flutpotentiale kommen in Betracht:

- der nicht absperrbare Bereich der Vorlaufleitung des Technisch-Wasser-Systems
- der Havarieborbehälter mit den Pumpensaugleitungen
- die Beckenfülleitung.

Das Versagen der ständig vom Systemdruck beaufschlagten Technisch-Wasser-Vorlaufleitung führt bei größeren Leckagen in ca. 10 min zum Funktionsausfall der Pumpen infolge Überflutung.

Das Auslaufen des Havarieborbehälters (Wasserinhalt ca. 800 - 900 m<sup>3</sup> oder ein Versagen der Fülleitung des BE-Lagerbeckens (Wasserinhalt ca. 300 m<sup>3</sup>) führen ebenfalls zum Funktionsausfall der Pumpen.

Aufgrund der relativ geringen Flutkapazität von max. ca. 180 m<sup>3</sup> bis zum Funktionsausfall und der geringen Förderkapazität der Sumpfpumpe steht nur wenig Zeit (ca. 10 min) für Gegenmaßnahmen bei mittleren und größeren Leckagen zur Verfügung.

- Apparatehaus

Kaltwasserleckagen im Raumbereich unterhalb der Dampferzeuger, Hauptkühlmittelleitungen und Pumpen werden gesammelt und gezielt abgeführt. Ein Eindringen dieses Wassers in den mit Überlaufkanten versehenen Reaktorschacht und den Einlauf zum Havarieborbehälter kann bei Leckagen, die unterhalb der Abpumpkapazität der Drainagepumpen liegen, verhindert werden.

Beim Versagen von kaltgehenden Leitungen, wie z.B. der Beckenfülleitung, kann es zu einer Überflutung der Überlaufkanten kommen. Dies hätte für den Reaktorschacht zur Folge, daß bei Leckagen oberhalb der Kapazität der Schachtpumpe von 16 m<sup>3</sup>/h eine äußere Benetzung des heißen Reaktordruckbehälters mit kaltem Wasser erfolgen würde. Hieraus resultiert eine starke Abkühlung der RDB-Wandung und eine Dampfproduktion mit Druckaufbau im Druckraumsystem.

Leckagen im angrenzenden Armaturenraum können zur Überflutung von sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen führen, bleiben aber ohne Auswirkungen, weil die Antriebe über Antriebsgestänge außerhalb des Gefährdungsbereiches angeordnet sind. Die Wartenmannschaft kann über die Sumpfpumpenaktivität und den Wasseranfall im Raumbereich die Leckagen erkennen und dann wirksame Abspermaßnahmen einleiten.

Ein Ausfall der Reaktorschachtsumppumpe beim Anfall von betrieblichen Wässern im Bereich Ringwasserbehälter und Lüftungskühler kann bei unterlassenen Gegenmaßnahmen ebenfalls zu den geschilderten Auswirkungen im Reaktorschacht führen. Die Einleitungsmöglichkeiten für Leckagen in diesem Bereich, die zu einer Benetzung des RDB führen können und die daraus resultierenden Auswirkungen sind weitergehend zu untersuchen.

- Sicherheitstechnische Bewertung

Bei größeren Leckagen, insbesondere im Einlaufbauwerk, im Maschinenhaus und im Havarieborblock, ist der Ausfall sicherheitstechnisch relevanter Systeme nicht ausgeschlossen.

Da auch größere Leckagen zu unterstellen sind<sup>1</sup>, werden Ertüchtigungsmaßnahmen für die genannten Bereiche im Rahmen der Rekonstruktion für erforderlich angesehen. Auf die kurzfristig notwendigen Maßnahmen wird in Abschnitt 8.3 eingegangen.

#### 8.1.1.3 Andere interne Einwirkungen

Sonstige anlageninterne Einwirkungen - Bruchstücke durch Turbinenversagen und Druckwelle durch Behälterbersten - wurden bei der Projektierung des Kernkraftwerks nicht berücksichtigt, da ihre Eintrittswahrscheinlichkeit als gering eingeschätzt wird. Diese Annahme ist in weiteren Untersuchungen zu überprüfen.

Ebenso werden blockübergreifende Einwirkungen bei Störfällen bei der Auslegung nicht berücksichtigt. Ihre Auswirkungen wurden untersucht, Maßnahmen für eine Rekonstruktion wurden abgeleitet (Reservewarte oder Brandschutzmaßnahmen im Maschinenhaus).

#### 8.1.2 Äußere Einwirkungen

Für den Standort des Kernkraftwerks Greifswald liegen die in der DDR für die Standortgenehmigung erforderlichen Gutachten vor (z.B. hydrologisches-, hydrogeologisches-, seismisches Gutachten). Am Beispiel des Zwischenlagers für abgebrannten Brennstoff wurden die Auswirkungen äußerer Einwirkungen untersucht. Das Ergebnis dieser Untersuchungen belegt, daß die Gebäude den standortspezifischen äußeren Einwirkungen (außer Flugzeugabsturz) standhalten. Diese Untersuchungen wurden für

- das 10 000-jährige Erdbeben (MSK-5),
- den 10 000-jährigen Wind,
- am Standort mögliche Druckwellen durch Explosionen im Bereich des Wasserstofflagers

---

<sup>1</sup> laut Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke-Phase B beträgt die Eintrittswahrscheinlichkeit für eine große Kühlwasserleckage  $p = 5 \cdot 10^{-3}/a$  mit dem Hauptanteil Fehlbedienung bei Instandhaltung

durchgeführt.

Bei Erdbebenstärken bis MSK-5 ist eine Gefährdung der Anlage (auch ohne spezielle Auslegung) nicht zu erwarten.

Explosionsdruckwellen aus Unfallorten außerhalb der Anlage können aufgrund der Standortgegebenheiten ausgeschlossen werden.

Die Anordnung der Reaktorgebäude und des Maschinenhauses verhindert für diese Anlagenbereiche eine Gefährdung durch Hochwasser. Sicherheitstechnisch wichtige Pumpen im Einlaufbauwerk können aber durch extremes Hochwasser gefährdet werden. Über die Eintrittshäufigkeit solcher Wasserstände liegen derzeit keine Erkenntnisse vor.

Die Blitzschutzeinrichtungen genügen den gesetzlichen Regelungen der DDR. Die Betriebserfahrungen zeigen, daß es bisher durch Blitzschlag nicht zu Ausfällen sicherheitsrelevanter Einrichtungen gekommen ist. Bei zukünftigem verstärktem Einsatz elektronischer Anlagenteile ist es notwendig, den Blitzschutz zu verbessern.

Die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Flugzeugabsturz auf eine Anlage ist durch ein Überflugverbot (2 km Radius, 2 km Höhe) verringert worden.

Weitere Untersuchungen zu Einwirkungen von außen werden im Rahmen dieser Sicherheitsbewertung aufgrund der Standortbedingungen und Eintrittswahrscheinlichkeiten nicht als notwendig angesehen.

## 8.2 Kurzfristig erforderliche Brandschutzmaßnahmen

Um eine flächendeckende Brandmeldung, eine konsequente Brandeindämmung und eine schnelle Brandbekämpfung an allen sicherheitsrelevanten Anlagen zu gewährleisten, sind folgende zusätzliche Brandschutzmaßnahmen erforderlich:

### 8.2.1 Brandfrüherkennung

Um eine flächendeckende automatische Brandmeldung in allen Räumen mit Brandlasten aufzubauen, ist die Nachrüstung in folgenden Anlagenbereichen notwendig:

- Elektrotechnische Betriebsräume  
(E 103, E 105, E 107, E 108, E 113, E 114),
- Kabelschächte und Kabeltrassen  
(AEHV, AEGHV, Stützenreihe "B" auf - 3,60 m, B003, A008),
- Kabeltrassen im Maschinenhaus,
- Ölversorgungsbereiche der Turbosätze,
- Ölversorgungsbereiche der Speisewasserpumpen.

Zusätzlich ist für alle Bereiche eine Handauslösung vorzusehen.

Die Notwendigkeit des Einsatzes von Wasserstoffdetektoren im Maschinenhaus und einer Druckabfallverriegelung im Wasserstoffsystem ist zu prüfen.

### 8.2.2 Passiver Brandschutz

Zur Verhinderung der Brandausbreitung in elektrischen Betriebsräumen sind die dort vorhandenen, nicht feuerbeständigen Stahltüren durch Brandschutztüren zu ersetzen.

Brandschotts in Kabelschächten besitzen nicht den erforderlichen Feuerwiderstand 90 und sind deshalb durch geeignete Maßnahmen zu ertüchtigen.

In allen anderen Bereichen sind die Brandschotts einer Bewertung zu unterziehen. Wo der Feuerwiderstand 90 nicht erreicht wird, sind Maßnahmen zur Feuerwiderstandserhöhung durchzuführen. Besondere Aufmerksamkeit ist den Schotts unter Schaltanlagen und im Kabelboden zu widmen.

Die Kabeltrasse entlang der Stützenreihe "B" auf Kote - 3,6 m im Maschinenhaus ist in brand- und dampfgefährdeten Abschnitten (mindestens im Bereich der Speisewasserbühnen und der Hochdruckvorwärmer) gegen Ölbrand und Dampfeinwirkung zu schützen. Die Flansche der Öldruckleitungen im Speisewasserbereich sind mit Kappen zu sichern, so daß bei Ölleckagen in diesen Bereichen ein unkontrolliertes Spritzen von Öl verhindert wird.

Zur Einschränkung der Folgen von Ölbränden im Maschinenhaus sind Rauch- und Wärmeabzugsmöglichkeiten und dazu notwendige Schutzmaßnahmen im Dachbinderbereich zu realisieren.

Um die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Ölbrandes im Turbinenbereich zu reduzieren, sind Maßnahmen zu treffen, die ein Eindringen von Lecköl aus den Turbinenwellenlagern in Isolierungen und in den unterhalb der Turbine angeordneten Kabelkanal verhindern.

Der Schutz der sicherheitsrelevanten Anlagen (Frischdampf- und Speisewasserleitungen, Havariespeisewasserpumpen) im Maschinenhaus sowie der Schutz der angrenzenden Kabelböden im Mittelbau ist hinsichtlich der Auswirkungen eines Großbrandes im Maschinenhaus bzw. einer H<sub>2</sub>-Explosion am Generator weiter zu untersuchen. Hierbei sind auch Folgeereignisse wie Dachbinderabsturz zu berücksichtigen. Weiterhin sind die Leistungs- und Steuerkabelzuführungen zu den Havariespeisewasserpumpen im Bereich des Maschinenhauses gegen Brandeinwirkungen auf die Kabeltrasse mit einem Feuerwiderstand 30 zu schützen. Kurzschlüsse, die zur Entzündung der Kabel selbst führen können, sind durch eine selektive Absicherung zu verhindern. Hinsichtlich solcher Entzündungsmöglichkeiten in anderen Kabeltrassen der Anlage ist im weiteren im Rahmen der systemtechnischen Untersuchung zu prüfen, ob Kurzschlußströme in Leistungskabeln (insbesondere in Kabeln, die durch Brandschottungen führen) hinreichend sicher ausgeschlossen werden können.

### 8.2.3 Brandbekämpfung

Um eine schnelle und sichere Brandbekämpfung in allen Räumen mit hohen Brandlasten zu erreichen, ist die Nachrüstung von Sprühwasseran-

lagen in folgenden Anlagenbereichen notwendig:

- Kabelschächte und Kabeltrassen (AEGHV, Maschinenhaus, E 102, E 104),
- Ölversorgungsbereiche der Turbine,
- Ölversorgungsbereiche der Speisewasserpumpen.

Dabei ist sicherzustellen, daß durch Spritzwasser und die anfallende Löschwassermenge keine Folgeausfälle an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen auftreten können.

Es ist eine Überprüfung der Abnahmeparameter (z.B. Förderhöhen) des Löschwassernetzes nach TGL 10685 vorzunehmen. Bei Nichterfüllung der TGL 10685 sind Nachrüstungen vorzunehmen.

Die Notstromversorgung der Pumpen des gemeinsamen Trink-, Brauch- und Feuerlöschwassernetzes ist zu gewährleisten. Falls ein brandbedingter Ausfall der Stromversorgung aller Pumpen nicht ausgeschlossen werden kann, ist eine mobile Versorgungsmöglichkeit für dieses Wassernetz vorzusehen.

#### 8.2.4 Besondere Brandschutzmaßnahmen für den Kabelboden (E 102)

Durch Schutzmaßnahmen gegen den unbefugten Zutritt zum Kabelboden und durch administrative und organisatorische Maßnahmen zur mobilen Brandlöschung sind die Eintrittswahrscheinlichkeit für einen Brand und die Auswirkungen eines Brandes zu verringern.

Darüber hinaus wird aufgrund der besonderen sicherheitstechnischen Bedeutung des Kabelbodens die Installation einer ortsfesten Gaslöschanlage als notwendig erachtet.

#### 8.2.5 Räumliche Trennung redundanter sicherheitsrelevanter Systeme

Als Ergebnis der systemtechnischen Bewertung wird die Verbesserung der räumlichen Trennung bestimmter sicherheitsrelevanter redundanter Systeme und ihrer Kabelverbindungen gefordert (siehe auch Kap. 8.4). Als kurzfristige Maßnahme wird die brandschutztechnische Trennung der gesicherten Gleichstromversorgung als notwendig erachtet.

Die dafür notwendigen brandschutztechnischen Maßnahmen sind aus einer Detailbewertung vor Ort abzuleiten.

#### 8.3 Kurzfristig erforderliche Maßnahmen gegen Überflutung

Generell sind Instandsetzungsarbeiten, die zu einem Öffnen von Rohrleitungen mit Überflutungspotential führen, während des Leistungsbetriebs nicht durchzuführen.

Für das Einlaufbauwerk werden kurzfristige Maßnahmen zum Erhalt der Funktion des Technisch-Wasser-Systems für notwendig erachtet. Transportvorgänge oberhalb des Einlaufbauwerkes sind nur dann zulässig, wenn daraus keine Gefährdung der Funktion des Technisch-Wasser-Systems durch Lastabsturz resultiert.

Für den Havarieborblock werden kurzfristige Vorsorgemaßnahmen zur wirksamen Absperrung von Leckagen in der Technisch-Wasser-Vorlaufleitung als erforderlich angesehen.

Zum möglichen Eindringen von Wasser in den Reaktorschacht mit äußerer Benetzung des RDB sind kurzfristig weitere Untersuchungen durchzuführen, gegebenenfalls sind Gegenmaßnahmen zu ergreifen.

#### 8.4 Sicherheitserhöhende Maßnahmen für eine Rekonstruktion

Umfang und Art weiterer Maßnahmen zum Schutz gegen übergreifende Einwirkungen sind vom Gesamtkonzept der Rekonstruktion abhängig. Auf-

grund nicht veränderbarer baulicher und anlagentechnischer Gegebenheiten ist einem separaten, brandschutztechnisch dem heutigen Sicherheitsstandard entsprechenden Notstandssystem (Havarie-Speisewasserversorgung, Technisch-Wasser-System, ggf. sicherheitstechnisch wichtige Notkühlfunktionen, Notwarte, Reaktorschutz mit Leittechnik, Energieversorgung) der Vorrang zu geben. Dieses System ist in einem eigenen Gebäude unterzubringen und so in die Anlage einzubinden, daß sich die brandschutztechnische Nachrüstung im vorhandenen Gebäude auf wenige Raumbereiche beschränken läßt.

## 9. BETRIEBSERFAHRUNG

### 9.1 Erfassung und Meldung von Störfällen im KKW Greifswald

Seit der Inbetriebnahme des ersten KKW der DDR werden Schadens- und Störfälle gemäß der im Industriebereich geltenden Vorschrift zur Anlagenüberwachung (TGL 190-113) registriert.

Die sicherheitstechnische Überwachung wurde nach Einführung der Strahlenschutzverordnung vom 26.11.1969 (GBl. Teil I Nr. 99, S. 627) aufgebaut. Die Richtlinien zu Außergewöhnlichen Ereignissen (AE) wurden mehrfach modifiziert (Tabelle 9-1). Die Modifizierungen, die sich auf die Klassifizierung und die Meldefristen von Ereignissen bezogen, führten mit der SAAS-Richtlinie 1/88 zu einer weit gefaßten Meldevorschrift im Bereich der nuklearen Sicherheit.

Diese Richtlinie basiert auf der Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz vom 11. Oktober 1984 (GBl. Teil I Nr. 30, S. 341), der Anordnung über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen vom 7. April 1982 (GBl. Teil I Nr. 21, S. 410) und der Anordnung über den Transport radioaktiver Stoffe vom 12. April 1978 (GBl. sdr. Nr. 953). Die nachfolgenden Betrachtungen beziehen sich nur auf den Bereich der nuklearen Sicherheit.

Obwohl die Richtlinien zur Meldung Außergewöhnlicher Ereignisse in betriebliche Regelungen umgesetzt wurden, besteht erst seit 1983 eine systematische Meldung sicherheitsrelevanter Ereignisse an das SAAS. Gleichzeitig erfolgte eine Qualifizierung der kraftwerkseigenen Vorschriften zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit mit der Einführung der Betriebsvorschrift (BV) "Grenzwerte und Bedingungen des nuklear sicheren Betriebes" (BdsB).

Tab. 9-1:

Übersicht Meldevorschriften für Außergewöhnliche Ereignisse im KKW  
(Nukleare Sicherheit)

:Jahr/Melde-	: SAAS 3/74	: SAAS 1/83	: SAAS 1/88	:
:kategorie	:	: - untergliedert in AE in KKW	: - untergliedert in 4 Bereiche	:
:	:	: - sonstige AE	: - Nukleare Sicherheit	:
:AE-1	: radioaktive Stoffe unkon-	: - Nukleare Störfälle/Strahlungs-	: Ereignisse die zu einer Beschä-	:
:	: trolliert aus Kontroll-	: störfälle	: digung von Kernbrennstoff oder	:
:	: o. Strahlenschutzbereichen	: • Nukleare Havarien	: seiner sicheren Einschließung	:
:	: ausgetragen	: • Nukleare Störungen	: führen oder mit hoher Wahr-	:
:	:	: • Nukleare Gefährdungen	: scheinlichkeit führen können	:
:	: - nicht lokal begrenzt	: - Sofortmeldung	: - Sofortmeldung	:
:	: - Sofortmeldung	:	:	:
:AE-2	: wie AE-1	: - Redundanzminderungen an Sicher-	: Ereignisse bei denen eine Be-	:
:	: - lokal begrenzt	: heitssystemen	: schädigung von Kernbrennstoff	:
:	: - Sofortmeldung	: - Anforderungsfälle für Sicher-	: oder seiner sicheren Einschlie-	:
:	:	: heitssysteme automat. oder von	: Bung mit hoher Wahrscheinlich-	:
:	:	: Hand	: keit ausgeschlossen werden	:
:	:	:	: kann	:
:	:	: - Meldung während der Dienstzeit	: - Meldung während der Dienst-	:
:	:	: bis max. 4 Wochen nach Ereignis-	: zeit am Ereignistag	:
:	:	: eintritt	:	:
:AE-3	: - Stellen kein Ereignis	:	: Ereignisse von allgemeiner Be-	:
:	: wie AE-1/2 dar, beein-	:	: deutung für die Gewährleistung	:
:	: flussen jedoch die Strah-	: -----	: der nuklearen Sicherheit	:
:	: lungsbelastungssituation	:	:	:
:	: lokal oder in der Umge-	:	: - Monatliche Sammelmeldung	:
:	: bung von Kontrollberich-	:	:	:
:	: ten	:	:	:
:	: - jährlicher Bericht	:	:	:

Stand: 2.5.1990

Die dazu vom Betreiber erstellte betriebsinterne Ordnung zur Störungsbearbeitung (KA 40-1059 vom 1.11.1983) stützt sich auch heute noch im wesentlichen auf geltende Vorschriften zur verfügbarkeitsorientierten Anlagenüberwachung und enthält die Forderungen der SAAS-Richtlinie 1/88 nur teilweise. Die Meldung gemäß SAAS-Richtlinie 1/88 erfolgt gesondert und wird von einem eigens dafür eingesetzten Mitarbeiter des Betreibers betreut.

Alle aufgetretenen Ereignisse wurden durch den Betreiber bewertet. Ereignisse der Klassen AE 1 und AE 2 wurden jeweils durch Untersuchungskommissionen analysiert und bewertet, um die Ereignisursachen aufzuklären und zu beseitigen.

## 9.2 Ereignisauswahl

Für den vorliegenden Bericht wurden Unterlagen über Betriebstransienten und sicherheitsrelevante Störungen im Zeitraum 1980-1990 gesichtet und eine Auswahl davon ausgewertet. Die Beschränkung auf diesen Zeitraum erschien notwendig wegen des großen Umfangs der seit 1974 aufgetretenen Ereignisse. Damit sind einige signifikante Ereignisse in der Auswertung nicht enthalten (z.B. Kabelbrand im Block 1 im Jahre 1975 und DE-Nadelrohrriß Block 1, 1978).

Für die Auswahl wurden Aufzeichnungen des Anlagenbetreibers herangezogen (Blockausfallstatistik vom Jahre 1974-1985) sowie die vom SAAS erfaßten Ereignisse im Zeitraum 1986-1990. Die Auswahl erfolgte an Hand von Kurzinformationen, die durch den Betreiber zusammengestellt wurden. Sie muß deshalb nicht repräsentativ für alle sicherheitstechnischen Problemstellungen sein. Die Vollständigkeit der vorgelegten Unterlagen konnte in der zur Verfügung stehenden Zeit nicht überprüft werden.

Tabelle 9-2 gibt einen Überblick über die Häufigkeit aufgetretener Transienten.

Tab. 9-2

Übersicht über die Häufigkeit von Reaktorschnellabschaltungen, Havarieschutzanregungen und störungsbedingten Leistungsabsenkungen pro Block im KKW Greifswald, Block 1-4

Jahr/Transiente	Block 1, 2 1974 - 1978	Block 1-3 1978	Block 1-4 1979 - 1989
HS 1/2	7,75	4,33	3,068
HS 3/4	0,5	0,3	0,65
LE störungs bedingt	4,125	2,66	1,15

Für die Auswertung der ausgewählten Transienten und Störungen stellte der Betreiber detaillierte Ereignisberichte bzw. Untersuchungsberichte zur Verfügung.

Die aufgetretenen Transienten und Störungen lassen sich wie folgt klassifizieren, wobei pro Kategorie im Durchschnitt zwei typische Ereignisse ausgewählt und ausgewertet wurden:

- Ausfall eines bzw. beider Turbosätze
- Ausfall der Speisewasserversorgung
- Überspeisung von Dampferzeugern
- Überspeisung des Druckhalters
- Lecks im 1. Kreislauf (Primärkreislauf)
- Lecks im 2. Kreislauf (Sekundärkreislauf)
- Ausfall von Hauptumwälzpumpen
- Einschränkung der Abschaltreaktivität
- Entriegelung des Havarieschutzes
- Ausfälle in der Notstromversorgung
- Ausfälle in der sicheren Wechselstromversorgung 380 V
- Ausfälle in der sicheren Gleichstromversorgung 220 V.

Die Transienten und Störungen werden zunächst in einer Kurzdarstellung beschrieben und anschließend unter folgenden Gesichtspunkten bewertet:

- auslegungsgemäßer Ablauf
- Einhaltung der Bedingungen des sicheren Betriebes
- ausreichende Redundanz
- Handmaßnahmen
- aufgetretene Folgefehler
- Auswirkungen auf die Sicherheit
- Anwendbarkeit der Betriebsvorschriften

Die Ereignisursachen werden aufgezeigt, und die erforderlichen Ertüchtigungsmaßnahmen dargestellt.

Die Ertüchtigungsmaßnahmen sind zusammenfassend in Kapitel 9.4 aufgelistet, aufgeteilt nach kurzfristig und langfristig zu realisierenden Maßnahmen.

### 9.3 Ausgewählte Ereignisse

#### 9.3.1 Ausfall eines Turbosatzes

Bei Ereignissen dieser Kategorie handelt es sich um nicht auslegungsgemäß verlaufende Transienten, die zu einer schnellen Leistungsabsenkung im Reaktorkern mit möglicher Unterkühlung im Primärkreislauf führen.

Ursachen für eine Turbinenschnellabschaltung (TUSA) sind:

- automatische Auslösungen bei Erreichen bestimmter technologischer Grenzwerte
- Auslösen von Hand bei Grenzwertüberschreitungen
- Versagen der automatischen Schutzeinrichtungen, die Störungen und Ausrüstungsschäden bei Betrieb der Turbine und des Kraftwerkes zur Folge haben können.

Die Betriebserfahrung der Blöcke zeigt, daß Lastabwürfe nur in 50 % der Fälle auslegungsgemäß beherrscht werden.

Aus dem aufgetretenen Ereignisspektrum wird das folgende repräsentative Beispiel behandelt.

- Turbinenschnellabschaltung mit Druckabfall im 1. Kreislauf und Kalt-einspeisung im Block 3 am 13.12.89  
(Ereignis Nr. 220/89)

Während des Leistungsbetriebes kam es zu einer plötzlichen Leistungsabsenkung am Turbosatz 6 (TS 6) von 210 auf 155 MW mit nachfolgender Auslösung des Turbinenschnellschlusses über das Kriterium "Vakuumabfall (0,28 KPa)". Gleichzeitig wurden zwei Zuspeisepumpen von Hand in Betrieb genommen.

Ereignisablauf:

Infolge verringerter Frischdampfabnahme kam es zu einer Druckerhöhung im Frischdampfsammler der Dampferzeuger 1-6. Druck und Temperatur im Primärkreislauf stiegen kurzzeitig an, woraufhin der Einspritzregler am Druckhalter öffnete. Der Frischdampfdruck stieg auf 4,9 MPa, der automatische Leistungsregler (ARM) schaltete vom "Regime S" (Leistungsbegrenzende Fahrweise) auf das "Regime R" (Frischdampfdruck-Regelung) um und die Abschaltregelkassetten-Gruppe K6 wurde über das Signal "Leistungsrückgang an 2 HUP" - in Folge des Ausfalls der Turbine 6 - eingesenkt. Nach ca. 30 sec schaltete der ARM auf "heiße Reserve", wodurch auslegungsgemäß HS 3 (Reaktorleistungsabsenkung mit Normalgeschwindigkeit der Abschaltregelkassetten ausgelöst wurde und die Gruppen K6 und K5 über eine Zeit von 50 sec weiter eingefahren wurden. Parallel dazu erfolgte die Leistungsabsenkung am TS 5 durch das Personal, um die zulässige Leistung zu erreichen.

Nach 1 min löste HS 2 (Reaktorleistungsabsenkung mit maximaler Geschwindigkeit aller ARK-Gruppen) infolge Druckabsenkung im PKL auf  $p < 11,3$  MPa aus, 1 min später sprachen infolge Höhenstandsabfall

Druckhalter L < 2600 mm die Havarieborpumpen an. Sie wurden nach 1 min von Hand wieder außer Betrieb genommen.

Eine Minute später erfolgte die Schnellschlußauslösung am TS 5 von Hand, woraufhin auslegungsgemäß der HS 1 (RESA durch gleichzeitigen Abfall aller 6 ARK-Gruppen) über "Ausfall letzter Turbosatz" ansprach.

Ursachen:

Als Ereignisursache wurde ein Spindelbruch an einem Regelventil des TS 6 ermittelt. Die Folge - Nichtbeherrschen der Blockdynamik bei TS-Ausfällen - stellt einen Wiederholungsfehler dar, der durch mehrere Faktoren beeinflusst wurde. Dazu zählen:

- Übergang des ARM vom "Regime R" in die "heiße Reserve" mit zusätzlicher 50 sec anhaltender Leistungsabsenkung infolge Spannungsschwankungen an der sicheren Hauptverteilung 0,4 kV (SHV) nach Entlastung des Generators 5 von Hand
- mögliche, nicht exakt reproduzierbare Fehlbedienungen des Personals
- zu schnelle Leistungsabsenkung durch den ARM bei gleichzeitiger zu langsamer Leistungsreduzierung am zweiten Turbosatz, so daß Handregelung nötig wurde.

Ähnliche Transienten, die zu einer Unterkühlung des PKL mit zusätzlicher Anregung der Havarieborwassereinspeisung führen, sind bei Störungen im Speisewassersystem mit einer mittleren Häufigkeit von 0,5 pro Jahr und Block aufgetreten.

Ertüchtigungsmaßnahmen:

Transienten dieser Art können vermieden werden, wenn der Frischdampfdruck durch den ARM infolge der Leistungsabsenkung nach TUSA auslegungsgemäß stabilisiert wird. Dazu werden folgende Maßnahmen empfohlen:

- Neufestlegung der Einstellwerte des ARM zur Leistungsabsenkung im PKL

- schnellere Leistungsabsenkung des zweiten Turbosatzes
- Vermeiden von unnötigen Bedienhandlungen mit Verbraucherumschaltungen während der Transienten
- Ertüchtigung des Regelkonzeptes, so daß Handeingriffe des Bedienungspersonals während schneller Leistungstransienten, wie z.B. einer Turbinenschnellabschaltung, nicht erforderlich werden.

### 9.3.2 Ausfall der Speisewasserversorgung mit Havariespeisewassereinspeisung

Die sichere Betriebsführung im Kernkraftwerk hängt in hohem Maße von der Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit des Speisewassersystems ab, insbesondere zur Versorgung der Dampferzeuger mit Kühlmittel bei Leistungsbetrieb, bei Störungen sowie bei der Abkühlung bzw. Aufwärmung des Primärkreislaufes im An- und Abfahrbetrieb.

Störungen im Speisewassersystem, die in Abhängigkeit von der Ursache oft zur Zuschaltung der Havariespeisewasserpumpen führen (über  $\Delta L < -140$  mm - DE-Höhenstandsverriegelung), sind hauptsächlich auf das Versagen der Speisewasserregelarmaturen und den Ausfall von Speisewasserpumpen (SWP) zurückzuführen.

Die Speisewasserregelarmaturen (Doppelkegelregler) fallen häufig durch mechanisches Festfahren, Bruch von Einbauten (Spindel, Kegelschaft) u.a. aus.

Deshalb wurde durch den Betreiber mit teilweise erheblichem Reparaturaufwand ein Revisionsprogramm mit jährlichem Reglerwechsel eingeführt.

Zur Verringerung der mechanischen Belastung der Speisewasserregelarmaturen wurde die Schwachlastregelung eingebaut. Dazu sind entsprechende Betriebsfahrweisen mit 3 SWP als Betriebspumpen (2 SWP in Reservevorwahl) in Diskussion, wodurch eine Verringerung der Druckdifferenz um ca. 1 MPa und damit eine gewisse Entlastung der Regler erreicht werden könnte.

Vom Betreiber werden Schwingungsmessungen an den Speisewasserregelarmaturen durchgeführt und weitere Maßnahmen, wie z. B. die Spülung des Reglersystems vor Inbetriebnahme der Speisewasserregelarmaturen zur Vermeidung von Ablagerungen, durchgeführt um die Speisewasserregelarmaturen mit optimalen Bedingungen zu betreiben.

Bei den im Beobachtungszeitraum betrachteten Ereignissen kam es insgesamt in 3 Fällen zum Ausfall von SWP mit Höhenstandseinsenkung im DE und Zuschalten der Havariespeisewasserpumpen (HSWP). Alle 3 Fälle traten infolge der beabsichtigten Freischaltung eines Speisewasserbehälters bei Leistungsbetrieb bzw. Spannungsverlust auf.

- Ausfall aller Speisewasserpumpen am 28.11.1981 im Block 1 (Ereignis Nr. 285/81)

Ereignisablauf:

Während der Trennung der Speisewasserversorgung zur Freischaltung eines Speisewasserbehälters (SWB) am 28. 11. 1981 im Block 1 wurden die SWP D und E außer Betrieb genommen und waren nicht mehr in Reservevorwahl. Aufgrund eines Verdrahtungsfehlers bei den Trennschiebern der Speisewassersaugleitung fiel die SWP C aus.

Bei einer Blockleistung von 300 MW erreichten die beiden noch in Betrieb befindlichen SWP A und B ihre Leistungsgrenze und fielen über die Aggregateschutz-Verriegelung  $p < 4,7$  MPa (im Druckstutzen) aus.

Die Generatoren wurden vom Netz getrennt, der Inselbetrieb der beiden Turbinensätze wurde mit einer HSWP aufrechterhalten (die andere HSWP startete wegen eines Leistungsschalterdefekts nicht). Über die  $\Delta L < -500$  mm - Verriegelung des SWB fiel die inzwischen wieder in Betrieb befindliche SWP A aus und nach 20 min erfolgte TUSA des TS 1 über die Vakuumverriegelung. Der TS 2 wurde kurze Zeit später von der Blockwarte abgeschaltet.

#### Ursachen:

Ursache für das Ereignis waren Verdrahtungsfehler an den Absperrarmaturen sowie ein defekter Leistungsschalter einer HSWP. Für den weiteren Ablauf war entscheidend, daß eine automatische Leistungsabsenkung des Blockes bei Ausfall von SWP auslegungsgemäß nicht vorgesehen ist.

#### Ertüchtigungsmaßnahmen:

Die benötigte Automatik ist in Verbindung mit der in Kapitel 7 geforderten  $\Delta L_{DE} < -500$  mm - Verriegelung (Punkt 7.6.1) zu installieren.

Der Ausfall nur einer HSWP, z. B. am 23.9.1985 im Block 2 durch Verschleiß und mechanische Überbeanspruchung, führte trotz sofort hergestellter Querverbindung der Havariespeisewasserdruckleitung mit dem Nachbarblock zu einer Verringerung des Sicherheitsniveaus.

Entsprechend der Betriebsvorschrift werden die HSWP außer zur Notspeisung der DE auch bei An- und Abfahrprozessen des Blockes sowie zur Abkühlung des PKL in der Dampf-Wasser-Phase genutzt. Daher sollten für das Havariespeisewassersystem entsprechende Lösungen zur Entlastung der HSWP ausgearbeitet werden. Als Zwischenlösung wäre eine Verbindung der Havariespeisewassersysteme zwischen den Blöcken möglich. Langfristig sollte eine vom Hauptspeisewassersystem unabhängige Einspeisung mit hinreichender Zuverlässigkeit realisiert werden.

#### 9.3.3 Überspeisung der Dampferzeuger

Für die liegenden Dampferzeuger ergibt sich ein geringer Regelraum für den DE-Höhenstand.

Mit der Inbetriebnahme der Blöcke 3 und 4 wurde erstmals eine DE-Höhenstandsverriegelung an allen Blöcken eingeführt, welche auf die Speisewasserregelung wirkt und bei Überschreitung eines zulässigen Wertes Turbinenschnellschluß für beide Turbinen auslöst. Im Laufe

der Betriebsjahre wurden mehrere Versuche zur Optimierung der Einstellwerte für Höhenstandsverriegelung und Speisewasserregelung vorgenommen. Wie die beschriebenen Störungen jedoch zeigen, konnten unnötige Blockausfälle bei Unregelmässigkeiten in der Speisewasserregelung nicht wirkungsvoll unterbunden werden.

- Blockausfall am 11.11.1985 infolge Überspeisung Dampferzeuger 1 (Ereignis Nr. 312/85)

Ereignisablauf:

Wegen Reparaturarbeiten im Speisewassersystem wurde die Leistung auf 35 % reduziert. Das Speisewassersystem wurde mit nur einer Speisewasserpumpe betrieben. Durch Leistungspendelung der Turbosätze wurde über die Verriegelung " $p < 5,4 \text{ MPa}$ " die zweite Speisewasserpumpe zugeschaltet. Durch die Höhenstandsverriegelung " $\Delta L > 75 \text{ mm}$ " sollte der Speisewasserregler (SWR) 49 M zugefahren werden. Dabei kam es jedoch zur Blockierung bei 90 % Öffnung der Regelarmatur. Zum Zeitpunkt der Störung war ein Betätigen der Regelarmatur auch von der Blockwarte aus nicht möglich.

Bei " $\Delta L > 100 \text{ mm}$ " wurde die Vorarmatur automatisch zugefahren. Trotzdem wurde innerhalb einer Minute der Grenzwert " $\Delta L > 200 \text{ mm}$ " erreicht und auslegungsgemäß Schnellschluß beider Turbosätze sowie HS 1 ausgelöst. Da die Vorarmatur schloß, kann ausgeschlossen werden, daß der Höhenstand " $\Delta L > 200 \text{ mm}$ " tatsächlich erreicht wurde. Als wahrscheinlicher Grund für die Anregung des Schnellschlusses ist die Anordnung der Höhenstandsmessung zu sehen. Bei der Nachrüstung der Verriegelung " $\Delta L > 200 \text{ mm}$ ", welche als "2 aus 3 Schaltung" ausgeführt ist, wurden zusätzliche Pegelgefäße an vorhandene Anschlüsse installiert. Diese sind an verschiedenen Stellen des Dampferzeugers und in unterschiedlichen Höhen angebracht. Der Abgleich der Messung erfolgt bei Nennlast. Versuche im Teillastbereich haben bis zu 150 mm Differenz zwischen den Geräten nachgewiesen, so daß höhere Höhenstände vorgetäuscht werden.

Ursachen:

Als Ursache für die Ausfälle von SWR erwiesen sich Fremdkörper im Speisewassersystem. Außerdem ergeben sich Probleme aus der ungenauen Höhenstandsmessung der Dampferzeuger, die zum einen auf ungenügende Meßtechnik und zum anderen auf die ungünstige Anordnung der Meßaufnehmer zurückzuführen sind.

Ertüchtigungsmaßnahmen:

Die Speisewasserregelventile sind hinsichtlich ihrer Konstruktion sowie der Belastung durch die ständige Anregung des Reglers (bedingt durch die kleine Regelabweichung) zu optimieren. Außerdem ist eine den liegenden Dampferzeugern angepaßte Höhenstandsmeßtechnik vorzusehen.

- Ausfall des Blockes 4 am 18.1.1985 (Ereignis Nr. 21/85)

Ereignisablauf:

Auslösendes Ereignis war der Ausfall des Hochdruckvorwärmers (HDV) Nr. 3 des Turbosatzes 8 und Nichtöffnen der Umgehungsarmatur für den HDV 3. Dies führte zu einem Höhenstandsabfall in allen Dampferzeugern, so daß die Speisewasserregelventile automatisch voll öffneten. Die Leistung des Blockes wurde eingesenkt.

Im Laufe der Störung öffnete der Turbinenmaschinist die Umgehungsarmatur vom örtlichen Leitstand. Als Folge kam es zu einem starken Höhenstandsanstieg in den Dampferzeugern. Wegen zweier weiterer Ausfälle (mechanischer Ausfall eines Speisewasserregelventils und eines Fehlers am Meßgerät für die Verriegelung " $\Delta L > 100 \text{ mm}$ ") wurde der DE 5 überspeist. Die Überspeisung wurde von der Verriegelung " $\Delta L > 200 \text{ mm}$ " beendet. Es kam zum Turbinenschnellschluß und zur Reaktorabschaltung über HS 1.

Ursachen:

Der Ereignisablauf ist auf das Fehlen einer Paßfeder an der Kupplung zwischen Motor und Getriebe zurückzuführen. Darüber hinaus klemmte die Anzeige des Meßgerätes M 260 (Verriegelung " $\Delta L > 100 \text{ mm}$ ") in der unteren Endlage. Durch den 1-kanaligen Aufbau der Verriegelung konnte der Fehler eines Meßgerätes direkt wirksam werden.

Ertüchtigungsmaßnahmen:

Durch eine ausreichende Qualitätskontrolle bei der Instandhaltung (Test nach Reparatur) können solche Fehler vermieden werden. Auch im 2. Kreislauf sind mehrkanalige Verriegelungen, insbesondere für "Dampferzeugerfüllstand hoch bzw. niedrig" vorzusehen.

#### 9.3.4 Überspeisung des Druckhalters

- Entstehung eines "harten Kreislaufs" im Block 1 am 23.9.1986 (Ereignis Nr. 236/86)

Ereignisablauf:

Während des Anfahrens kam es durch vollständige Füllung des Druckhalters mit Wasser zur Bildung eines "harten Kreislaufs". Im vorliegenden Ereignis wurde die Regelfunktion des Druckhalters durch vollständige Füllung mit Wasser unterbunden.

Im Anfahrbetrieb wurde zur Korrektur der Stellung der Regelgruppe K 6 durch Einspeisung von sauberem Kondensat die Konzentration der Borsäure im Primärkreislauf reduziert. Diese Zuspeisung erfolgte mit Hilfe der Zuspeisepumpen.

Gleichzeitig wurden die Leistungen der Turbosätze TS 1 auf 65 MW und TS 2 auf 175 MW erhöht. Von den Geräten zur Überwachung des Druckhalters war zu diesem Zeitpunkt die Anzeige "Grobhöhenstand Druck-

halter" wegen Reparatur nicht verfügbar. Der Schreiber für den Fein-  
höhenstand war nicht funktionsfähig und die Höhenstandsverriegelung  
für die Zuspaispumpe (Ansprechwert Druckhalter-Höhenstand > 5500 mm)  
unwirksam. Im Verlauf des Anfahrens wurden die Höhenstände im Druck-  
halter mehrfach protokolliert. Trotz eines Höhenstandes von 6300 mm,  
der laut Betriebsvorschrift bereits nicht mehr zulässig ist, wurde  
durch das Blockpersonal die Zuspaisung fortgesetzt. Durch den Weg-  
fall der Grobmessung konnten die Höhenstände nur über die Feinmes-  
sung verfolgt werden. Diese hat jedoch aus Gründen der Einbindung in  
den Druckhalter nur einen zuverlässigen Meßbereich bis maximal  
6200 mm. Wegen dieser Mängel war es möglich, daß auch weiterhin zu-  
gespeist wurde, ohne daß eine weitere Höhenstandszunahme meßtech-  
nisch bemerkt wurde. Erschwerend wirkte hierbei auch der Ausfall der  
Signalisation "Höhenstand Druckhalter > 6000 mm". Nach 25 min kam  
es zum Druckanstieg im PKL und folgerichtig zur Einspritzung von  
Wasser aus dem kalten Strang durch Öffnung der DH-Sprühung. Da zu  
diesem Zeitpunkt das Dampfpolster nicht mehr existierte und die Ein-  
spritzdüsen bereits unter Wasser lagen, konnte der Druckanstieg nicht  
kompensiert werden. Beim Druck von 13,2 MPa wurde HS 4 ausgelöst.  
Durch weiteren Druckanstieg wurde bei 13,7 MPa HS 3 ausgelöst, der  
nach 20 sec folgerichtig in HS 2 überging. Dadurch kam es infolge  
der unausgeglichene Wärmebilanz zu einer starken Abkühlung des PKL  
und folgerichtig zur Zuschaltung der Heizelemente des Druckhalters  
und zur Schließung des DH-Sprühventiles. Dennoch konnte der Druckab-  
fall nicht aufgehalten werden, so daß bei 10,3 MPa die Havariebor-  
pumpen automatisch in Betrieb gingen. Es wurde der Schnellschluß für  
beide Turbosätze (von Hand) "geschlagen" und damit HS 1 ausgelöst.

In der Folgezeit wurde mit Hilfe der Havarieborpumpen, Zuspaisepumpen  
und Druckhalter-Heizung der Betriebsdruck im Primärkreislauf wieder  
hergestellt.

#### Ursachen:

Beim Anfahren fehlten sicherheitstechnisch wichtige Meßwerte. Außer-  
dem fehlten auf den Meßinstrumenten Markierungen, die den zuverlässigen  
Meßbereich deutlich erkennen ließen. Eine Havarieschutzverriegelung  
für das Kriterium "Druckhalterfüllstand hoch" ist nicht vorhanden.

#### Ertüchtigungsmaßnahmen:

Bei Ausfall bzw. Reparatur einer Höhenstandsmessung des Druckhalters muß das Einspeisen in den PKL abgebrochen werden, um das Entstehen eines "harten Kreislaufs" mit der möglichen Folge der Überdruckbeanspruchung des Reaktordruckgefäßes zu vermeiden. Durch eine sicherheitstechnisch orientierte Revisionsplanung ist zu gewährleisten (u.U. auch in den BdsB festzulegen), daß alle für den Anfahrbetrieb notwendigen Meßinstrumente und Verriegelungen wirksam sind. Außerdem ist eine entsprechende Havarieschutzverriegelung über "DH Wasserstand hoch" zu installieren.

#### 9.3.5 Lecks im 1. Kreislauf

Die Anlage WWER-440/W-230 ist für ein Leck im Primärkreislauf mit NW 32 ausgelegt. Das entspricht dem Abriß der Einspritzleitung in den Druckhalter mit NW 100 und Ausflußbegrenzung auf NW 32, die im nicht-absperrenbaren Teil des Primärkreislaufes liegt.

Die Reaktorschnellabschaltung bei Lecks im PKL erfolgt über die Verriegelung  $p(\text{PKL}) < 11,8 \text{ MPa}$  und  $L(\text{Druckhalter}) < 2400 \text{ mm}$ .

Entsprechend den Betriebsvorschriften des Betreibers sind vom Personal erforderliche Handmaßnahmen zur Ortung und Isolierung des Lecks, z.B. durch wechselseitiges Absperren von jeweils 3 Primärkreisschleifen, durchzuführen und die Leckrate anhand der Änderungen der Zuspisemenge und des Druckhalter-Höhenstandes zu bestimmen. Kleinere Lecks traten bisher an den Heizrohren (Nadelrohren) der Dampferzeuger auf, die vom Personal entsprechend den Betriebsvorschriften beherrscht wurden.

Im folgenden werden zwei Ereignisse mit Leck im PKL beschrieben.

- Leck des Regenerativwärmetauschers im Block 2 am 7.3.1981  
(Ereignis Nr. 40/81)

#### Ereignisablauf und Ursachen:

Der im Berichtszeitraum betrachtete größte Leckstörfall des Primärkreislaufes ist der Gewaltbruch des Regenerativwärmetauschers (RWT) der Wasseraufbereitungsanlage 1 während der Abkühlphase des Primärkreislaufes zur Großinstandhaltung des Blockes 2 am 7.3.1981.

Hierbei kam es durch eine mangelhafte Verfahrensweise der Abkühlung des Primärkreislaufes zur hermetischen Absperrung des Rohrraumes des RWT und durch das Ausschleusen des Kühlwassers über die Absalzleitung zu einem Druckanstieg im RWT bis 28,5 MPa (Bruchgrenze). Das Leck wurde mit 4 Havarieborpumpen beherrscht. Bei Leistungsbetrieb ist ein derartiges Leck durch die gleiche Ursache nicht möglich. Die Abkühltechnologie des Primärkreislaufes wurde geändert, am RWT wurden konstruktive Änderungen durchgeführt.

- Leck DH-Einspritzstutzen im Block 2 am 1.10.1984  
(Ereignis Nr. 264/84)

#### Ereignisablauf und Ursachen:

Dieser Leckstörfall trat bei der 4,0 MPa-Dichtheitsprobe während der Wiederinbetriebnahme des Blockes 2 nach einem Kurzstillstand am Druckhalter-Einspritzstutzen auf.

Die Inspektion ergab einen Riß auf einer Länge von 40 mm am Umfang des Einspritzstutzens (NW 90), der durch niederzyklische Wechselbeanspruchungen und begünstigt durch eine an der Innenfläche stehengebliebene Drehkante hervorgerufen wurde. Die Rißkonfiguration tendierte zum Rißtyp "Leck mit Bruch" und hätte zu einem auslegungsüberschreitenden Störfall führen können. Das defekte Bauteil wurde ausgewechselt. Die Einspritzstutzen der Blöcke 1,3 und 4 wurden überprüft und dabei am Block 3 ebenfalls Befunde festgestellt.

#### Ertüchtigungsmaßnahmen:

Ereigniswiederholungen wird durch eine Belastungsanalyse und Maßnahmen zur Reduzierung der thermischen Wechselbeanspruchung und konsequenter Werkstoffprüfung vorgebeugt. Es wurden neue Bauteile mit verbesserter Konstruktion eingesetzt. Trotzdem muß mit dem Auftreten kleiner Lecks gerechnet werden. Da bei kleinen Lecks die Leckortung aufwendige und zeitintensive Handmaßnahmen erfordert, ist zur schnelleren und sicheren Leckortung und -isolierung die Installation eines Leckdetektionssystems notwendig.

#### 9.3.6 Lecks im 2. Kreislauf

Ein konstruktives Problem in allen Blöcken ist die Einleitung von Heizkondensat in den Speisewasserbehälter (SWB). Das Kondensat stammt aus den Hochdruckvorwärmern (HDV) und dem Separator-Zwischenüberhitzer (SZÜ). Die kritische Stelle ist die Einmündung der Leitungen aus dem SZÜ in die Heizkondensatleitung.

Dort und an einem Segmentrohrbogen wurde in großem Ausmaß Erosionskorrosion festgestellt. Außerdem wurden Rohrleitungsschwingungen mit bis zu 10 cm Amplitude beobachtet. Dies führte zu Schäden an den Festlagern und zwangsgeführten Gleitlagern der Rohrleitung sowie an der Einbindung der Leitung in den SWB. Man fand in den 4 Blöcken Schäden an fast allen Kragbalken der Festlager.

- Leck in der Heizkondensatleitung zum Speisewasserbehälter 2 am 4.2.1984 in Block 1 (Ereignis Nr. 19/84)

#### Ereignisablauf:

Die Höhenstandsregelung der Hochdruckvorwärmer 1 und 2 war defekt. Es sollten daher alle drei HDV's außer Betrieb genommen werden, um Reparaturarbeiten zu ermöglichen. Daher wurde das Kondensat aus der 2. Stufe des Separator-Zwischenüberhitzers anstatt in den HDV 3 in den Speisewasserbehälter 2 geleitet. In der Folge trat Dampf-Wasser-

Gemisch über ein Leck im Bereich SWB 2 - SWB 1 in das Maschinenhaus. Das Leck konnte nicht sofort genau geortet werden. Der Turbosatz 2 wurde abgefahren und die SWB getrennt. Anschließend wurden beide Turbosätze durch Schnellschluß von Hand außer Betrieb genommen, da durch Wassereintritt in den elektrischen Verteilungen auch dort die Situation unübersichtlich war. Der Reaktor wurde über HS 1 abgeschaltet.

Das Leck befand sich im letzten Segment des Bogens (NW 400), unmittelbar vor dem Speisewasserbehälter. Es bestand eine Öffnung in der Größe von ca. 200 mm x 300 mm. Als Ursache wird Erosionskorrosion durch 2-Phasen-Strömung (Dampf-Wasser-Gemisch) angesehen. Der geschätzte maximale Druck in der Heizkondensatleitung betrug 0,8 MPa (Auslegung 0,57 MPa).

Ursachen:

Die Hauptkondensatleitung war nicht auf die Belastung durch 2-Phasen-Strömungen ausgelegt. Erosionskorrosion mit nachfolgenden Leckagen trat mehrfach auf, zum Teil schon nach weniger als einem Jahr Betriebszeit. An der Leitung wurden einige konstruktive Verbesserungen vorgenommen. Ferner wurde vorgeschlagen, daß die Rohrleitungen aus austenitischen Stählen ausgeführt werden.

Die Wanddickenüberwachung, die an der Heizkondensatleitung durchgeführt wurde, wies sowohl in der Methodik als auch in der Durchführung erhebliche Mängel auf. So konnten, da nur einige Stellen (nicht genau die gleichen Meßpunkte) an der Rohrleitung ausgemessen wurden, weder exakte Aussagen über die Schwächung dieser Stellen seit der letzten Überprüfung getroffen werden noch die Stelle mit der minimalen Wanddicke bestimmt werden.

Der Dampfaustritt in das Maschinenhaus verursachte zwei schwerwiegende Probleme. Zum einen konnten einige Armaturen, die zur Freischaltung des Speisewasserbehälters benötigt wurden, nur vom Maschinenhaus aus durch Taster bedient werden. Diese Taster lagen im Beaufschlagungsbereich des Dampfes. Zum anderen konnte die Dampfatmosphäre im Maschinenhaus die dort installierten elektrische Geräte in ihrer Funktion beeinträchtigen.

#### Ertüchtigungsmaßnahmen:

Die Armaturen, die zur Isolierung des Speisewasserbehälters benötigt werden, sollten von der Blockwarte aus ansteuerbar sein. Auch die Armaturen der Havariespeisewasserquerverbindung zu den Nachbarblöcken sollten fernsteuerbar sein.

Die elektrischen Einrichtungen des Havariespeisewassersystems sind gegen die Belastungen auszulegen, die durch den ausströmenden Dampf entstehen können. Dabei ist vor allem auf eine Funktionsfähigkeit von Ansteuerungseinrichtungen und Motoren bei hoher Luftfeuchtigkeit zu achten (störfallfeste Antriebe).

Die Notwendigkeit hierfür wird gestützt durch ein Ereignis im Block 4 am 18.5.1988 (Ereignis Nr. 87/88), bei dem es zum Ausfall beider Havariespeisewasserpumpen infolge eines Dampflecks in der Vorwärmleitung an der Speisewasserpumpe kam.

Die Rohrleitungen im Frischdampfsystem, insbesondere die Heizkondensatleitung, sind regelmäßig durch zerstörungsfreie Werkstoffprüfungen zu überprüfen, um Erosionskorrosion und Schäden durch aufgetretene Wasserschläge rechtzeitig zu erkennen. Die Aufhängungen der Rohrleitungen in diesen Systemen sind gegen mögliche Wasserschläge zu ertüchtigen (Festpunktkräfte erhöhen).

- Abriß einer 4,7 MPa-FD-Anwärmleitung bei Kranfahrt mit einem ND-Turbinengehäuse im Block 2 am 1.8.1980 (Ereignis Nr. 212/80)

#### Ereignisablauf:

Block 1 war außer Betrieb zur Großinstandhaltung, Block 2 war im Normalbetrieb. Der Turbosatz 1 wurde zur Revision abgedeckt. Das Gehäuse eines ND-Teils der Turbine wurde mit Hilfe des Hallenkrans auf eine Absetzposition gefahren, die sich zwischen Turbosatz 4 (Block 2) und Turbosatz 5 (Block 3) auf der  $\pm 0$  m Ebene im Maschinenhaus befand. An

der engsten Stelle im Transportkorridor verläuft die 4,7 MPa FD-Querverbindung von Block 2 zu Block 3. Beim Absenken des ND-Gehäuses kam es zur Kollision mit der Anwärmlleitung für diese Querverbindung, die daraufhin abriß. Der austretende Dampf drehte das ND-Gehäuse gegen eine Überströmleitung des Turbosatzes 4. Hier wurden zwei Kompensatoren zerstört und die Leitung sowie deren Stützkonstruktion verbogen.

Auf der Blockwarte wurde die Störung nur durch die Geräuschentwicklung festgestellt, Parameterabweichungen wurden nicht beobachtet. Für den Turbosatz 4 löste der Leitstandsmaschinist den Schnellschluß von Hand aus, der ARM senkt die Reaktorleistung auslegungsgemäß ab. Im weiteren Verlauf der Störung wurde die FD-Druckregelung von Hand vorgenommen. Infolge notwendiger Handmaßnahmen kommt es im Primärkreislauf zum Druckabfall unter 11,3 MPa und HS 2 Auslösung und parallel dazu zum Abfall des FD-Druckes auf unter 4 MPa. Folgerichtig sprach der Turbinenschnellschluß für der Turbosatz 3 an. Daraufhin erfolgte eine Reaktorabschaltung über HS 1. Das Leck wurde durch Auftrennen des FD-Sammlers abgesperrt.

#### Ursachen:

Der Transport von sperrigen Teilen im Maschinenhaus über sich in Betrieb befindlichen Anlagenteilen anderer Blöcke stellt eine Gefahrenquelle dar. Der Transport des ND-Gehäuses wurde nur durch das Personal gesichert. Die Kranfahrt mit Last überstrich etwa die Hälfte des Maschinenhauses.

Die Leckortung erfolgte erst nach der Reaktorabschaltung. Auf der Blockwarte waren keine Anzeigen vorhanden, die Rückschlüsse auf die abgerissene Leitung zuließen.

#### Ertüchtigungsmaßnahmen:

Transporte mit dem Hallenkran über Anlagenteile der anderen Blöcke, die sich in Betrieb befinden, sind zu vermeiden.

Unabhängig davon sollte überprüft werden, ob eine Trennung der Maschinenhäuser realisiert werden kann, da nicht nur von Transporten schwerer Lasten Gefährdungen ausgehen, sondern auch infolge von anderen großen Lecks Folgeschäden durch austretenden Dampf zu erwarten sind und damit eine Gefährdung aller Blöcke möglich ist.

### 9.3.7 Ausfall von Hauptumwälzpumpen

Beim Ausfall von einzelnen Hauptumwälzpumpen wird vom Reaktorleistungsregler die Leistung durch Einfahren von Regelkassetten reduziert (bei Ausfall einer HUP auf ca. 65 % der Nennleistung, bei Ausfall von zwei HUP auf ca. 35 % der Nennleistung). Bei gestörtem Regler wird der HS 3 ausgelöst und die Regelkassetten werden in den Kern eingefahren.

Bei Ausfall von mehr als zwei HUP im Leistungsbetrieb erfolgt Reaktorabschaltung vom HS 1. Das Signal hierzu wird in der sogenannten HUP-Automatik gebildet, welche diversitäre Kriterien der HUP überwacht (Leistungsüberwachungsrelais, Druckdifferenz über der HUP, Überwachung der Anzahl der in Betrieb befindlichen Turbinen).

Im betrachteten Zeitraum wurden keine Ausfälle von HUP in den ausgewerteten Unterlagen entdeckt, was auf eine große Zuverlässigkeit der HUP hindeutet. Beim Turbinenschnellschluß einer Turbine kommt es auslegungsgemäß zum Auslaufen der beiden vom Eigenbedarfsgenerator der Turbine angetriebenen HUP innerhalb von 3 min.

Am 7.9.1987 kam es in Block 2 zur fehlerhaften Abschaltung einer HUP. Die Ursache und die möglichen Konsequenzen werden dargestellt.

- Fehllansprechen der Verriegelung zum Schutz vor Bruch einer DE-FD-Leitung und Ausfall der HUP 3 in Block 2 am 7.9.1987 (Ereignis Nr. 221/87 und 222/87)

Ereignisablauf:

Die Verriegelung 6.4.19 (Schutz des RDG bei Bruch einer DE-FD-Leitung) soll ansprechen, wenn der Druck im betroffenen DE einen Wert

von 3,5 MPa unterschreitet und der Differenzdruck zwischen FD-Sammler und dem DE einen Wert von 0,5 MPa überschreitet. Die davon abgeleiteten Maßnahmen sind: Abschaltung der dem betroffenen DE zugeordneten HUP und speisewasser- sowie frischdampfseitige Isolierung des DE.

Im Zeitraum zwischen dem 31.8. und 7.9.1987 wurde der Block 2 bei einem FD-Druck von 4,0 MPa betrieben. Am 4.9.1987 stand das Signal an einem Kanal der Verriegelung für DE 4 an (die Verriegelung ist dreikanalig aufgebaut). Der Schaltpunkt für  $\Delta p$  wurde neu eingestellt. Am 7.9.1987 schaltete die Verriegelung die HUP 3 ab, weil zwei Kanäle der Verriegelung fehlerhaft ausgelöst hatten. Block 2 befand sich zu diesem Zeitpunkt im Abkühlbetrieb. Der FD-Druck betrug 3,0 MPa.

Die durchgeführten Untersuchungen ergaben, daß in der Elektronik dieser Verriegelungen Zenerdioden falsch gepolt eingebaut worden waren. Dies führte dazu, daß mit kleiner werdendem FD-Druck sich der Schaltpunkt für die Druckdifferenz zwischen Sammler und DE bis auf 0 MPa verringerte und die Verriegelung bereits bei Anliegen eines Kriteriums wirksam wurde.

Ursachen:

Als Folge der fehlerhaft arbeitenden Verriegelung war die Wahrscheinlichkeit vorhanden, daß bei einem FD-Druck von  $< 3,5$  MPa alle HUP vor Beendigung ihres Auslaufs abgeschaltet werden und es damit zur Siedekrise im Kern, zu BE-Schäden und zur Drucküberhöhung im 1. Kreislauf kommt. Die Dioden waren anfangs in allen Blöcken richtig gepolt eingebaut gewesen, wurden dann aber während der Großstandhaltung im Jahre 1987 in den Blöcken 2 und 4 falsch gepolt eingesetzt. Dies wurde vom Montagepersonal durchgeführt und auch in den Stromlaufplänen geändert, ohne die Wirkung dieser Änderung auf die Schaltung untersucht zu haben. Bei der vom Kraftwerkspersonal anschließend durchgeführten Funktionsprüfung konnte der Fehler nicht entdeckt werden.

Der Fehler ist auf Mängel in der Arbeitsorganisation zurückzuführen. Insbesondere ergibt sich ein Mangel an einem anforderungsgerechten Prüfkonzept, durch das auch Fehler in der Verriegelung entdeckt werden können.

#### Ertüchtigungsmaßnahmen:

Vor der Durchführung von Änderungsmaßnahmen an sicherheitstechnischen Einrichtungen ist eine gründliche Prüfung und Kontrolle erforderlich. Die Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten sind eindeutig zu regeln. Es muß verhindert werden, daß der Umfang von Arbeitsaufträgen eigenmächtig erweitert wird.

Eine fehlerhafte Abschaltung aller HUP im Leistungsbetrieb könnte zu einem Störfall außerhalb der Auslegung führen. Die Logik der Verriegelung und Ansteuerung der HUP sollte überprüft werden, so daß sichergestellt ist, daß nicht mehr als eine HUP abgeschaltet werden kann.

#### 9.3.8 Verringerung der Abschaltreaktivität bei Stillstand des Reaktors durch Einspeisen von Chemikalien und Deionat

Bei Auswertung der Betriebserfahrungen konnten einige Fälle festgestellt werden, bei denen es zu einer Verringerung der Borkonzentration durch Einspeisen von Chemikalien kam. Außerdem wurde in einem Fall zum Anfahren des Reaktors Deionat in den 1. Kreislauf bei eingefahrenen Abschaltkassetten eingespeist, wodurch die Abschaltreaktivität nicht mehr gewährleistet war. In diesem Zusammenhang ist auch das Deborieren des PKL durch Vertauschen der Rohrleitungen des Zwischenkühlkreises der Steuer- und Schutzsysteme (ZKKL-SUS) mit der Entlüftungsleitung des Reaktors in Folge eines Instandhaltungsfehlers am 24.5.78 zu beachten. Dieses Ereignis liegt allerdings vor dem gewählten Zeitraum 1980-1990 und wird deshalb hier nicht weiter analysiert.

- Unterborierte Dosierung von Chemikalien bei Reaktorstillstand im Block 3 vom 11.6.1984 (Ereignis Nr. 156/84)

#### Ereignisablauf:

Zum Zeitpunkt der unterborierten Dosierung von Chemikalien war die Anlage in Revision, die Schleife 2 im Naturumlauf, das Abklingbecken über den Umladekanal mit dem RDB verbunden. Die Borkonzentration im Primärkreislauf betrug 12,38 g/kg. Am 11.6.84 sollten 1.500 l Ammoniak ( $\text{NH}_3$ ) in den Primärkreis dosiert werden.

Das Schichtpersonal förderte 1,5 % iges  $\text{NH}_3$  von der Reagenzienanlage mit Hilfe der Zuspaisepumpe in den Primärkreis. Dabei versäumte es, vor dem Zuspaisen die Borkonzentration durch Proben zu bestimmen. Dadurch ergab sich für den Primärkreislauf zunächst eine unbekannte und mit den "Bedingungen des sicheren Betriebs nuklearer Sicherheitseinrichtungen bei Reaktorstillstand" nicht zulässige Unterborierung. In diesen Bedingungen ist allgemein festgelegt, daß die Borkonzentration jeglicher Zuspaisung größer sein muß, als die im PKL vorhandene.

Bei der Ursachenuntersuchung stellte sich heraus, daß je nach Schichtbesetzung unterschiedliche Verfahrensweisen bei der Zuspaisung von Chemikalien benutzt wurden.

Am gleichen Tag dosierte eine andere Schicht über das Dichtwassersystem mit den dazugehörigen Dichtwasserpumpen. Das Dichtwassersystem diente in der Vergangenheit in erster Linie der inneren Abdichtung der geschlossenen Hauptabsperrschieber. Vor dem Einspaisen von 50 l 21 % igem  $\text{NH}_3$  wurden richtigerweise drei Proben aus dem Dichtwasserbehälter gezogen, um den Borgehalt zu bestimmen.

Welche der beiden Prozeduren durchgeführt wurde, ist abhängig davon, ob die betreffende Schicht früher in den Blöcken 1 und 2 eingesetzt war oder nicht. In den Blöcken 1 und 2 war wegen einer Ertüchtigung der Reagenzienanlage eine Zuspaisung von Chemikalien nur über den Dichtwasserbehälter möglich.

Bei der weiteren Untersuchung wurden auch in der Vergangenheit und in der Folge dieses Ereignisses Verstöße gegen die allgemeine Be-

triebsvorschrift beim Zuspeisen von Chemikalien entdeckt. In allen Fällen unterblieb eine Feststellung des Borgehalts der einzuspeisenden Chemikalien.

Block 3:

- 14.6.84  
Dosieren von 150 l 1,5 %igem  $\text{NH}_3$  über Saugseite Zuspeisepumpen
- 19.6.84  
Dosieren von 900 l 0,65 %igem Hydrazin über Saugseite Zuspeisepumpe

Block 4:

- 12.9.83  
Dosieren von 20 l  $\text{NH}_3$  in das Abklingbecken und in den Flutraum mit Eimern !
- 1.10.83  
Dosieren von 150 l 1,9 %iges  $\text{N}_2\text{H}_4$  über Saugseite Zuspeisepumpen
- 26.10.83  
Dosieren von 120 l  $\text{N}_2\text{H}_4$  über Saugseite Zuspeisepumpen

Ursachen:

Aus der Vielzahl der Ereignisse ist festzustellen, daß offensichtlich den beteiligten Schichten nicht bewußt war, welche sicherheitstechnische Bedeutung die Dosierung und das Unterkritischhalten des PKL bei Stillstand der Anlage hat.

Das Einspeisen nicht analysierter Chemikalien mittels Eimern ins Abklingbecken belegt diese Feststellung.

Bei den Untersuchungen des KKW stellte sich heraus, daß die speziellen Betriebsanweisungen für das Zuspeisen von Chemikalien äußerst unzureichend waren. Eine spezielle Vorschrift zur Zuspeisung gibt es nicht. Nur in der Anweisung für das Zuspeisen mit dem Dichtwassersystem existiert ein Hinweis, daß Proben genommen werden müssen.

Im Gegensatz dazu gibt es keine Anweisungen in den Bedienvorschriften "Reagenzienanlage" und "Zuspeisesystem". Die allgemeinen Hinweise in der Bedienvorschrift 1. Kreislauf sind für die Schicht kaum hilfreich, um eine Zuspeisung unter den richtigen Randbedingungen durchzuführen.

Ertüchtigungsmaßnahmen:

Es ist erforderlich, die Bedienvorschriften zu überarbeiten, zumal die Anlagen praktisch von Hand gefahren werden müssen. Das unborierte Zuspeisen ist sicherheitstechnisch bedenklich, da eine kontinuierliche Messung der Borkonzentration im PKL nicht vorhanden ist. Außerdem erscheint ein erhöhter Schulungsbedarf des Schichtpersonals notwendig zu sein. Die Tatsache, daß Schichten, die vorher in den Blöcken 1 und 2 tätig waren, eine andere Blockfahrweise durchführen als Schichten, die von Anfang an in den Blöcken 3 und 4 tätig waren, ist sicherheitstechnisch bedenklich, da die Blöcke in einigen technischen Ausrüstungen und Abläufen unterschiedlich sind.

- Unborierte Zuspeisung bei Reaktorstillstand in Block 3 vom 16.4.89 (Ereignis Nr. 62/89)

Ereignisablauf:

Die Anlage war bei Auftreten des Ereignisses im Zustand 120°C, 20 bar, HUP 4 und 6 in Betrieb.

Vor Beginn des Anfahrens wurde die Prüfung "Steuer- und Schutzsysteme (SUS)-Erprobung Teil II" durchgeführt. Im letzten Prüfschritt dieser Prüfung werden die sechs Gruppen der Havarie-, Regel- und Kompensationskassetten (ARK) nacheinander aus- und wieder eingefahren. Nach einer Prüfzeit von 1 h 50 min wurde gleichzeitig mit der Zuspeisepumpe P9A mit der Deborierung des 1. Kreislaufs begonnen, der zu diesem Zeitpunkt einen Borgehalt von 10,5 g/l hatte. Einige Minuten später wurde die SUS-Prüfung erfolgreich abgeschlossen und die ARK einschließlich der letzten Gruppe ARK 6 fälschlich in die untere Endstellung gefahren.

In diesem Zustand wurde mit 2 laufenden Hauptumwälzpumpen die Deborierung für weitere 2 h durchgeführt, bis die Mindestkonzentration von 8,0 g/kg erreicht wurde. Die Mindestkonzentration gilt für das Anfahren bei gezogenen ARK. Da die ARK aber in der unteren Endstellung waren, war die geforderte Abschaltreaktivität nicht mehr vorhanden. Dies stellt einen Verstoß gegen die Bedingungen des sicheren Betriebs und die Betriebsvorschrift "Reaktor" dar. Eine Reaktivitätszuführung durch Einspeisung mit Deionat ohne ausreichende Abschaltreaktivität ist als besonders gravierender Fall einzuordnen.

#### Ursachen:

Die Fehlhandlung des Operators wurde ermöglicht, weil keine Überwachungen und Verriegelungen existieren, die ein Deborieren bei voll eingefahrenen ARK verhindern. Aus dem Untersuchungsbericht zum Ereignis Nr. 62/89 des VE Kombinats Kernkraftwerke geht weiter hervor, daß zum Zeitpunkt des Ereignisses die gültigen Festlegungen zum "Kritischmachen" des Reaktors unzureichend waren.

#### Ertüchtigungsmaßnahmen:

Es ist eine Verriegelung vorzusehen, die nach Unterschreiten eines lastabhängigen Einfahrgrenzwerts für die integrale Steuerstabposition eine weitere Deborierung verhindert und als Gegenmaßnahme eine Aufborierung des Reaktors anregt. Durch diese Verriegelung sollte eine Deborierung nur möglich sein, wenn die Abschaltstäbe oberhalb der Einfahrbegrenzung stehen. Dadurch ist eine Deborierung beim Anfahren mit eingefahrenen Stäben unmöglich. Zusätzlich wäre auch eine sogenannte "10 t-Begrenzung", wie in den BRD-Druckwasserreaktoren üblich, für diesen Fall nützlich. Diese Begrenzung schließt nach der Einspeisung von 10 t-Deionat die Zuspenseventile. Der Operator muß dann für ein weiteres Einspeisen von Deionat eine bewußte Schalthandlung - Aufahren des Einspeiseschiebers und Start der Pumpen - durchführen.

Zusätzlich ist in den BdSB eindeutig festzulegen, daß die SUS-Prüfung unter keinen Umständen gleichzeitig mit dem Deborieren durchgeführt werden darf.

### 9.3.9 Unberechtigtes Entriegeln von Auslösekriterien im Reaktorschutz und Entriegeln/Umschalten bei Wartung

Unter Verriegelungen sind in diesem Kraftwerk Auslösekriterien des Havarieschutzsystems zu verstehen. Das "Entriegeln" bedeutet, das Schutzaktionen des Schutzsystems verhindert werden. Dies gilt sowohl für die Schnellabschaltung als auch für Schutzaktionen der anderen Schutzsysteme wie z.B. Havariebor- bzw. Havariespeisewassersystem.

Die Betriebsvorschrift und die BdSB lassen in einigen Betriebsfällen das Entriegeln von Auslösekriterien zu. Bis auf die Reaktorperiode und die "Leistungsreserve" (thermischer Überleistungsschutz) lassen sich alle Auslösekriterien von der Warte aus mittels Schlüsselschaltern entriegeln. Bei der Auswertung von Betriebserfahrungen wurde in einigen Fällen die Entriegelung von Auslösekriterien beobachtet. Inwieweit die gefundenen Fälle und insbesondere deren Anzahl repräsentativ sind, läßt sich nur schwer abschätzen. Besondere Beachtung muß der Entriegelung von Auslösekriterien vor allen Dingen deshalb geschenkt werden, weil nur die Entriegelung des ersten Kriteriums als Sammelmeldung auf der Wartentafel signalisiert wird; alle weiteren bleiben dann aufgrund der bereits anstehenden Sammelmeldung unerkannt. Sicherheitstechnisch bedenklich sind in diesem Zusammenhang die Entriegelungsschalter, die hinter der Wartentafel angeordnet sind und deshalb nicht im Blickfeld des Bedienerpersonals liegen.

Die vorgesehene Sicherung dieser Entriegelungsschalter wird dadurch unwirksam gemacht, daß auf den vorhandenen Schlüsselschaltern auch während des Betriebes die Schlüssel stecken. Dies konnte auch bei der Begehung vor Ort beobachtet werden. Die Verriegelungen werden während des Betriebs geprüft und zu diesem Zweck teilweise entriegelt. Die Verantwortung für die Prüfung obliegt der Abteilung "Betriebliche Meß-, Steuer- und Regeltechnik" (BMSR). Durch Kommunikationsfehler zwischen dem Blockwartenpersonal und der BMSR ist es zum unbeabsichtigten Entriegeln auch über längere Zeiträume gekommen. Die Möglichkeit, Kriterien des Havarieschutzes uneingeschränkt von der Warte aus zu entriegeln, ist sicherheitstechnisch bedenklich. Die bei-

den unten aufgeführten Beispiele zeigen die vielfältigen Möglichkeiten der Entriegelung und Umschaltung von Kriterien.

- Ausfall Blocktrafo 4 mit nachfolgendem Blockausfall im Block 2 am 14.10.1980 (Ereignis Nr. 264/80)

Ereignisablauf:

Zu Beginn der Störung lief der Block 2 mit 440 MW Vollast. Nach einer Buchholzschutzwarnung am Trafo BT4 löste der Trafoschutz aus und öffnete die Leistungsschalter. Der Generator 4 ging vom Netz und die Blockschienen 1/2 und 3 schalteten, angeregt durch die automatische Reserveeinschaltung (ARE) auf die Reserveeinspeisung um. In Folge des Ausfalls des Generators 4 stieg der Frischdampfdruck. Darauf reagierte der ARM mit Einfahren der Regelgruppe 6 (ARK 6) in die untere elektrische Endlage. Gleichzeitig öffnete die Umleitstation (BRU K) kurzzeitig.

Durch die Netzstörung des Generators 4 erhöhte sich die Drehzahl der Eigenbedarfsgeneratoren so weit, daß an den untergeordneten 380 V-Schienen kurzzeitig eine Spannung von 468 V anstand.

Auf Grund dieser erhöhten Spannung kam es zu Teilausfällen der Niederfrequenzumformer, die für die Stromversorgung der Antriebe und Haltemagnete der Regelkassetten benötigt werden. Dadurch fiel die ARK 5 bis in die untere Zwischenlage ein. Durch weitere Fehler in der Ansteuerung und Umschaltautomatik der Niederfrequenzumformer bekam auch die ARK 4 einen Fahrbefehl nach unten. Als die ARK 5 die untere mechanische Endlage erreichte, sprach der HS 4 an.

Die Verriegelung "HS 3 bei Ausfall ARM" wurde durch den Operator unwirksam gemacht. Danach wurde der ARM außer Betrieb genommen, um die Kassetten wieder von Hand nach oben zu fahren.

Zwischenzeitlich wurde der Reaktor unterkritisch und der Druck primärseitig fiel auf 11,3 MPa. Um nicht durch das Kriterium "Druck < Min" einen HS 2-Befehl zu bekommen, entriegelte der Operator auch dieses Kriterium.

Der Generator 3 entlastete automatisch auf 170 MW. Der Frischdampfdruck betrug zu diesem Zeitpunkt 4,2 MPa. Ein Abfall des Höhenstands im DH unter 2560 mm führte dazu, daß über Verriegelungen vier Havarieborpumpen in Betrieb gingen. Die Leistung des Generators 3 wurde auf 50 MW reduziert.

Der Frischdampfdruck sank weiter auf 4,05 MPa. Da bei Frischdampfdruck < 4 MPa Turbinenschnellschluß für beide Turbinen ausgelöst worden wäre, entriegelte der Operator auch dieses Auslösekriterium, um den Schnellschluß zu verhindern. Dadurch blockierte er auch indirekt den HS-1, da dieses HS 1 Kriterium aus dem Schnellschluß der letzten laufenden Turbine gebildet wird.

Als Folge weiterer Spannungseinbrüche hervorgerufen durch Umschaltvorgänge auf die Reserveverteilung, kam es u.a. auch zum Ausfall der Neutronenflußinstrumentierung, was schließlich zum HS 1 führte.

Die Havarieborpumpen wurden nach 10 min vom Operator außer Betrieb genommen.

Ursachen:

Neben den vielfältigen Ausfällen in der Spannungs- und Eigenbedarfsversorgung sind insbesondere die drei Entriegelungen von Auslösekriterien von sicherheitstechnischer Bedeutung.

Obwohl es untersagt ist, "Verriegelungen, die zum Schutz der Anlage dienen", außer Betrieb zu nehmen, wurden die Verriegelungen

- Primärkreisdruck < 11,3 MPa
- Ausfall automatischer Leistungsregler
- Schnellschluß letzte laufende Turbine

unscharf gemacht.

Dadurch wurde für diesen Transientenverlauf der gestaffelte Havarie-schutzablauf unterbrochen.

Die Entriegelung dreier wichtiger Abschaltkriterien innerhalb von nur 2 min während einer Transiente mit gleichzeitigem Ausfall von Eigenbedarfsschienen und fehlerhaftem Zuschalten der Reserveeinspeisung stellt den schwerwiegendsten der von uns beobachteten Fälle dar.

Ein derartiger Verstoß gegen die Betriebsvorschriften ist nur möglich, weil die meisten Entriegelungsschalter auf dem Wartenpult und der Rest auf der Rückseite im Wartennebenraum angeordnet sind.

Ertüchtigungsmaßnahmen:

Da Entriegelungen in bestimmten Fällen nach BdsB und BV zulässig und für den Betrieb den Anlagen auch nötig sind, können derzeit nicht alle Entriegelungsschalter von der Warte entfernt werden.

Es ist zu prüfen, ob in der gegebenen 220 V/380 V-Steuerungstechnik als Zwischenlösung das Entriegeln von Kriterien mit der nötigen Zuverlässigkeit nur in Abhängigkeit von bestimmten Prozeßparametern realisiert werden kann. Langfristig müßte eine Logik mit völlig neuem Leittechnik- und Schutzkonzept aufgebaut werden.

- Unzulässiger Schaltzustand im Neutronenflußmeßsystem bei Reaktorstillstand im Block 4 vom 25.2.1988 (Ereignis Nr. 37/88)

Ereignisablauf:

Die Anlage war bei Eintritt des Ereignisses im Zustand "Reaktormontage nach der Beladung mit Brennelementen", Naturumlauf mit Schleife 2, 30 °C, Höhenstand im Reaktor 3,50 m.

Zur Überwachung der Reaktorperiode waren die Quellbereichskanäle 15 und 23 des Neutronenflußmeßsystems mit den akustischen Signalgebern in Betrieb. Von den Ionisationskammern des "Zwischenbereichs" waren die Vorverstärker zur Revision ausgebaut. Dadurch standen nicht quit-tierbare Havarieschutzsignale des "Zwischenbereichs" an, dessen Kanäle auf "Kontrolle" (Teststellung) standen.

Am 28.2.88 sollte die HUP-Automatik, d.h. die Auslösung des HS 1 bei Ausfall von mehr als zwei HUP's, getestet werden. Dazu mußten die Havarieschutzauflöseschleifen geschlossen sein. Der für den Havarieschutz zuständige Schichtleiter BMSR stellte deswegen am 25.2.88 um 18.30 Uhr auf der Blockwarte nach Information des Blockleiters die Meßbereichsumschalter des Neutronenflußmeßsystems von "Quellbereich" auf "Energiebereich" um. Damit waren die Anzeigen und die Grenzwertsignalisation des "Quellbereichs" auf der Blockwarte unwirksam. Der Schreiber für die Reaktorperiode bei Schalterstellung "Energiebereich" bekommt seine Signale von den Ionisationskammern des "Zwischenbereichs", dessen Vorverstärker in Revision waren. Dabei zeigte der Periodenschreiber nur noch konstant "∞" an. Damit war die Kontrolle des Reaktors auf der Blockwarte stark eingeschränkt. Nur die akustischen Signalgeber waren noch in Betrieb. Es wurden weder Sondermaßnahmen eingeleitet, noch wurde der Schaltzustand an die nachfolgende Schicht übergeben. Erst in der Frühschicht des folgenden Tages wurde um 7.45 Uhr die fehlerhafte Schalterstellung erkannt und behoben. Somit war für insgesamt 13 h 15 min die Reaktivität des Reaktors nicht überwacht. Dies stellt eine Verletzung der "Bedingungen des sicheren Betriebs nuklearer Sicherheitseinrichtungen bei Reaktorstillstand" dar und ist im Hinblick auf einen nicht zu erkennenden Anstieg der Reaktivität als sicherheitstechnisch bedenklich zu bewerten.

#### Ursachen:

Die diesem Ereignis zugrunde liegende Fehlhandlung wurde durch organisatorische und technische Mängel ermöglicht. Zum einen überschneiden sich die Zuständigkeiten der Fachbereiche und der Produktion. Es fehlt offensichtlich sowohl ein klares Freischaltkonzept als auch

ein Arbeitsauftragswesen, das den sicherheitstechnischen Anforderungen eines Kernkraftwerkes gerecht wird. So kann offensichtlich der Schichtleiter des Fachbereichs BMSR Arbeiten am Havarieschutz durchführen, ohne daß der Blockleiter vorher einen entsprechenden Arbeitsauftrag abgezeichnet hat. Es fehlt hier die uneingeschränkte direkte Verantwortlichkeit des Blockleiters. Die Mängel des Freischaltkonzepts zeigten sich u.a. daran, daß die Havarieschutz-Prüfung "HUP-Automatik" parallel zur Revision der Vorverstärker für die Zwischenbereichsdetektoren erfolgen sollte.

Daneben fehlen Verriegelungen und automatische Steuerungen, die ein unberechtigtes Umschalten der Neutronenflußmeßbereiche verhindern. Auch bei Stillstand der Anlage muß ein Überbrücken der Reaktivitätsüberwachung ausgeschlossen sein. Einem Teil des Personals fehlt das sicherheitstechnische Bewußtsein für die Notwendigkeit einer ständigen Kontrolle der nuklearen Parameter des Reaktorkerns bei Stillstand.

#### Ertüchtigungsmaßnahmen:

Die Zuständigkeiten für Arbeiten an der Anlage müssen eindeutig sein. Die letzte Verantwortung für Durchführung jeder Maßnahme muß beim Blockleiter liegen. Ohne seine Zustimmung dürfen keine Arbeiten durchgeführt werden. Dazu ist ein geeignetes Arbeitsauftrags- und Freischaltregime zu erarbeiten. Damit sollte auch ein Konzept für die zeitliche Abfolge von Revisions- und Instandhaltungsarbeiten sowie Funktionsprüfungen, insbesondere während der Revision, verbunden sein.

Hätte es in diesem Fall zu Beginn der Revision bereits ein sicherheitsorientiertes Konzept für die einzelnen Arbeiten gegeben, wäre der Schichtleiter BMSR nicht dazu veranlaßt worden, den Meßbereich für die Neutronenflußmessung umzuschalten.

Auf der Blockwarte oder auf der "SUS-Warte" darf es keine Schalter geben, mit denen ein Umschalten der Neutronenflußmeßbereiche möglich ist. Wie bei den neueren Druckwasserreaktoren üblich muß das Umschalten beim Hochfahren der Anlage automatisch erfolgen. Um zu verhindern,

daß ein zu unempfindlicher Meßbereich eingestellt ist, muß es eine Verriegelung geben, die bei einer Unterschreitung des Meßbereichs eine Reaktorschnellabschaltung auslöst.

#### 9.3.10 Störungen in der Eigenbedarfsversorgung einschließlich der Dieselnostromversorgung (6 kV)

Der Aufbau der Stromversorgung des KKW Greifswald ist im Kapitel 7.3 beschrieben.

Im betrachteten Zeitraum wurde kein Ereignis gefunden, bei dem es zur Spannungslosigkeit beider Notstromschienen und damit zur Anforderung aller blockgebundenen Notstomdiesel kam (TSA).

Die aufgetretenen Vorkommnisse betrafen den Ausfall der Einspeisung von einem Eigenbedarfstransformator mit nachfolgender automatischer Umschaltung auf die Reservenetzeinspeisung oder - bei Versagen der Zuschaltung auf das Reservenetz - die Anforderung des zugeordneten Notstromdiesels für die betroffene Eigenbedarfsschiene.

- Ausfall der Betriebseinspeisung, Versagen der Umschaltung auf die Reserveverteilung RV (6 kV) und Startversagen des der Notstrom-Blockverteilung fest zugeordneten Dieselgenerators im Block 1 am 29.4.1985 (Ereignis Nr. 104/85)

#### Ereignisablauf:

Infolge eines doppelten Erdschlusses in der Relaissteuerung für die Einspeisung vom Blockeigenbedarfstrafo auf die Blockverteilungen BV 1A und BV 2A kam es zur Auslösung der Schalter. Die automatische Umschaltung der Notstrom-Blockverteilungen BV 1A und BV 2A auf die Reserveverteilung funktionierte nicht. Die spätere Überprüfung der Relais und Schalter, welche diese Umschaltung bewerkstelligen, ergab keine Hinweise auf Mängel. Der fest zugeordnete Dieselgenerator DG 1A schaltete nicht auf seine Notstromschiene BV 2A. Als Ursachen wurden

später ein Fehler in der Ölpumpensteuerung für den Diesel (Motor der Ölpumpe war mit 15 A statt 50 A abgesichert) und ein verschmutzter Kontakt im Strompfad für das Anlaßkontrollrelais des Diesels festgestellt. Der Reservediesel DG 2 startete ordnungsgemäß und versorgte die Notstromschiene. Infolge weiterer Relaisfehler versagte die Notbeleuchtung für die Blockwarte 1 und die Umschaltung der 0,4 kV-Schiene BHVA (Beleuchtungshauptverteilung) auf Reservespeisung.

#### Ursachen:

Die Kontaktfehler an den Relais wurden auf unzureichende Relaiswartung zurückgeführt. Die Fehlauflösung der Relaissteuerung für die Einspeisung auf die Blockverteilungen erfolgte wegen eines doppelten Erdschlusses in der 220 V-Gleichstromverteilung.

#### Ertüchtigungsmaßnahmen:

Die Verwendung von erdfreien Stromversorgungen für Steuerungen oder Schutzsystemen bedeutet, daß Erdschlüsse schnell erkannt und kurzfristig beseitigt werden müssen. Wird ein Erdschluß nicht erkannt (wie im vorliegenden Fall) und nicht beseitigt, kann es bei Auftreten eines 2. Erdschlusses zum Fehlverhalten der Steuerung bzw. des Schutzes durch Spannungsverdoppelung an den doppelt eingespeisten Verbrauchern kommen. Dies wirkt sich insbesondere dann aus, wenn das Gleichspannungsnetz nicht durchgehend selektiv aufgebaut ist, sondern z.B. über diodenentkoppelte Einspeisungen Vermaschungen zwischen den einzelnen Teilabschnitten bestehen.

Es ist sicherzustellen, daß durch geeignete Überwachungen ein Erdschluß erkannt und sofort beseitigt wird.

Für die im Steuer- und Schutzsystem eingesetzten Relais sind solche Typen zu verwenden, die gegen Verschmutzung geschützt sind (gekapselte Relais).

Für die zweisträngige 6 kV-Notstromversorgung stehen nur drei Diesel zur Verfügung. Der Reservediesel schaltet entweder auf die vorgewähl-

te Schiene oder zeitverzögert auf die stromlose Schiene, falls einer der Diesel nicht startet. Da die Notstromverbraucher unsymmetrisch auf die beiden Schienen aufgeteilt sind, ist zu untersuchen, ob bei Ausfall eines Diesels im Anforderungsfall die Kapazität der übrigen Diesel in allen Schaltvarianten, ausreicht.

### 9.3.11 Ausfälle in der sicheren Wechselstromversorgung (0,4 kV)

Die sichere Hauptverteilung (SHV) ist zweisträngig pro Block vorhanden. Im Normalschaltzustand wird die SHV von der normalen Hauptversorgung (NHV) über einen Thyristor-Leistungsschalter versorgt. Bei Ausfall der Eigenbedarfsversorgung wird die SHV von Batterien versorgt. Als Bindeglied zwischen der Gleich- und Wechselspannungsversorgung dienen reversible Motor-Generatoren (RMG). Im Normalschaltzustand speisen diese die Gleichstromschienen im Gleichrichterbetrieb. Fällt die Wechselspannung aus, versorgen die RMG im Wechselrichterbetrieb die SHV. Pro Doppelblock sind fünf RMG vorhanden, einer ist ein Reserveaggregat, das auf jede der vier SHV der Doppelblöcke zugeschaltet werden kann.

Eine strenge Zweisträngigkeit ist in der SHV nicht gegeben, da die Verbraucher über die Unterverteilungen auf beide SHV-Schienen geschaltet werden können. Dies ermöglicht bei einem Spannungsausfall auf einer Schiene die automatische Umschaltung der Verbraucher auf die andere Schiene.

Eine weitere Vermaschung besteht über den LMG der einmal pro Doppelblock vorhanden ist. Auch durch Schaltungen über die blockgemeinsame Gleichspannungsschiene (AEGHV) können sich Rückwirkungen ergeben.

Es wurden mehrere Ausfälle einer SHV-Schiene und ein Ausfall beider SHV-Schienen beobachtet. Als besondere Schwachpunkte erwiesen sich dabei die RMG. Daher kommt der Umschaltung der RMG von Gleich- in Wechselrichterbetrieb besondere Bedeutung zu.

- Ausfall beider sicheren Hauptverteilungen des Blockes 3 mit unkontrolliertem Abschalten des Reaktors am 12.11.1988 (Ereignis Nr. 205/88)

Ereignisablauf:

Bei einer routinemäßigen Überprüfung des RMG 1C im Wechselrichterbetrieb wurden starke Spannungsschwankungen an der SHV 1C auf der Blockwarte festgestellt. Daraufhin wurde der RMG 1C ausgeschaltet und die Schiene SHV 1C spannungslos, da für die Überprüfung die Spannungsversorgung von der normalen Hauptversorgung und damit auch von den Notstromdieseln gesperrt war. Es schalteten sich alle Verbraucher der Schiene SHV 1C auslegungsgemäß auf die parallele Schiene SHV 2C um. Für den defekten RMG 1C sollte das Reserveaggregat LMGC in Betrieb genommen werden. Der Leistungsschalter zur Schiene SHV 1C war aber noch nicht geschlossen. Zu dieser Zeit erfolgte in der SUV 31C an der Einspeisung von SHV 2C ein Kurzschluß durch eine lose Klemme am Einspeiseschütz. Die lose Klemme resultierte aus einem Montagefehler. Durch den Kurzschluß löste der entsprechende Leistungsschalter zur normalen Hauptversorgung selektiv aus. Ordnungsgemäß wurde auch der Leistungsschalter der Unterverteilung über den Kurzschlußschutz geöffnet. In diesem Betriebszustand soll der RMG 2C von Gleich- in Wechselrichterbetrieb umschalten. Durch falsche Einstellvorgaben am Regler des Motor-Generators sprach die Schutzeinrichtung des RMG 2C an und es kam zum Sperren des Thyristors 2C. Die Schiene SHV 2C wurde spannungslos.

Damit waren beide Wechselspannungsschienen spannungslos und der Reaktor wurde auslegungsgemäß über HS 1 abgeschaltet.

Alle Meßgeräte auf der Blockwarte blieben durch den Spannungsausfall auf den sicheren Hauptverteilungen auf ihrem Augenblickswert stehen. Die von den Meßgeräten abgegriffenen Verriegelungen waren unwirksam. Die Stellungsanzeige der Abschaltregelkassetten fiel aus. Das Personal tätigte einige Schalthandlungen, die nur vor Ort kontrolliert werden konnten. Vier Minuten nach dem Störfallbeginn wurden von Hand die Verbraucher der SHV 1C wieder eingeschaltet und damit der Normal-

schaltzustand an der Schiene wiederhergestellt.

Infolge des Störfalles sprachen die Abblasestationen in die Atmosphäre und in den Kondensator aufgrund des hohen FD-Druckes an.

Ursachen:

Durch den zweisträngigen Aufbau der SHV ist bei der bis zu 2 h erlaubten Außerbetriebnahme eines Stranges der SHV (BdSB 4.6) die Versorgung eines großen Teils der Messungen und Verriegelungen nur durch eine Schiene gesichert. Ereignet sich während dieser Zeit an der verbliebenen Schiene ein Fehler, der zum Ausfall der Schiene führt, erfolgt eine unkontrollierte Abschaltung des Reaktors. Als Folge eines Ausfalls beider SHV stehen folgende Systeme nicht zur Verfügung:

- gesamte Meßtechnik und damit der gesamte technologische Havarie-schutz (außer HUP-Automatik). Dies bedeutet, daß diverse Verriegelungen, welche HS 1 auslösen, nicht wirksam sind
- Stellungsanzeigen für Abschalt/Regel-Kassetten und Schnellschluß-armaturen im FD-System
- wegen Spannungslosigkeit sämtlicher sicheren Unterverteilungen (SUV) lassen sich alle davon versorgten Antriebe nicht betätigen
- die Verriegelungen für Havariebor- und Havariespeisewasserpumpen sowie für die Sprinklerpumpen sind nicht wirksam.

Bei Eintreten dieser Störung im Zusammenhang mit einem Leck im 1. oder 2. Kreislauf wäre eine Kontrolle des Reaktors nicht mehr möglich, da alle Anzeigergeräte nicht mehr funktionieren. Da ebenfalls die Neutronenflußanzeige im Energie- und Zwischenbereich außerhalb des Anzeigebereichs liegt und alle Ionisationskammern nicht mehr verfahren werden können, sind derartige Störfälle auch über Reaktivitätsänderungen nicht erkennbar.

Die einzig noch funktionierenden Sicherheitseinrichtungen sind die mechanisch wirkenden DH- und DE-Sicherheitsventile und die ölhydraulischen Schutzsysteme der Turbinen.

Die mangelhafte Regelkreiseinstellung des RMG nach Kurzschluß in einer Unterverteilung führte zum Ausfall der sicheren Hauptversorgung. Selektivitätsprobleme traten auch in anderen Ereignissen auf. Um die Abschaltung der reversiblen Motor-Generatoren bei generatornahen und generatorfernen Kurzschlüssen an SHV-Verbraucher zu verhindern, wurden Versuche durchgeführt, um die Regelparameter bei Spannungseinbrüchen zu optimieren und die Stabilität der RMG zu verbessern.

Ertüchtigungsmaßnahmen:

Trotz der veränderten Einstellparameter kann der Ausfall der sicheren Hauptverteilung auch in Zukunft nicht ausgeschlossen werden. Die Schwachpunkte sind:

- Doppelfunktion der RMG (im Normalfall als Gleichrichter, im Störfall als Wechselrichter)
- geringe Redundanz des Systems
- störanfällige Komponenten.

Aufgrund der geringen Redundanz darf keine Freischaltung einer SHV bei Leistungsbetrieb des Reaktors erfolgen.

Es ist notwendig, eine Trennung der Funktionen von Wechselrichtung und Gleichrichtung herbeizuführen und hierfür zuverlässige unterschiedliche Komponenten einzusetzen. Dies würde eine Änderung des Aufbaus der sicheren Stromversorgung nach sich ziehen: z.B. Versorgung der GHV über Gleichrichter direkt von der Notstromhauptverteilung unter Umgehung der SHV, und Versorgung der SHV über Wechselrichter von der GHV.

- Mehrfache Ausfälle eines reversiblen Motor-Generators mit Abschaltung des Blockes 2 zwischen dem 5.10. und 26.10.1980 und Durchführung von Sonderschaltungen zur Aufrechterhaltung des Leistungsbetriebes (Ereignisse Nr. 258/80 und Nr. 270/80)

#### Ereignisablauf:

In den oben genannten Fällen fiel der RMG 2B im Block 2 insgesamt 5 mal aus. Die Ursache wurde nicht entdeckt, man vermutete den Fehler in der Erregungsregelung, da die Störungen auf das Auftreten von Überspannungen hindeuteten. Dabei fiel viermal die SHV 2B und gleichzeitig zweimal AEGHV A aus. Als weitere Auswirkungen der Überspannungen wurden insgesamt vier Ausfälle (Auslösen von Sicherungen) der Einspeiseblöcke des Neutronenflußmeßsystems (NFMS) festgestellt (1x beide Blöcke, je 1x Block 1 bzw. 2). Am 5.10. lösten die wechsellspannungsseitigen und gleichspannungsseitigen Schalter der RMG 2B und LMG A gleichzeitig aus. Als Folge fielen alle Einspeiseblöcke des NFMS Block 2 aus, was eine HS 1-Abschaltung des Reaktors zur Folge hatte. Der Reserve-Motorgenerator LMG A war für den betrieblichen Umformer RMG 2A eingesetzt (RMG 2A war nach Block 4 umgesetzt worden). Außerdem löste der Leistungsschalter der Batterie AEB A aus, damit war die Schiene AEGHV A spannungslos. Da die Batterie AEB A beiden Blöcken zugeordnet ist, lösten in Block 1 ebenfalls 4 Kanäle der Neutronenflußmessung aus. Da hier keine 2 aus 3 Anregung vorlag, blieb Block 1 als einziger Block im Leistungsbetrieb (Blöcke 3 und 4 außer Betrieb). Nach den gegenwärtig gültigen Bedingungen des BdSB Pkt. 4.8) müssen beide Blöcke eines Doppelblocks nach Ausfall der AEGHV mit maximal möglicher Fahrgeschwindigkeit auf minimal kontrollierbare Leistung abgefahren werden. Die Schiene AEGHV A war für 12 min spannungslos.

Nach dem 4. und 5. Ausfall des RMG 2B wurde durch den Operativstab eine Anweisung zur Fortsetzung des Leistungsbetriebes des Blockes 2 ausgegeben. Der Leistungsbetrieb mit nur einem ist nach BdSB Pkt. 4.5 nur für weniger als 2 h erlaubt. Es wurde ein "Sonderschaltzustand" im 6 kV-Eigenbedarf hergestellt, die Blockverteilungen 2 und 6 von BV 1 bzw. BV 5 getrennt und durch die Reserveeinspeispumpen

und die zugehörigen Notstromdiesel gespeist. Die Notstromdiesel waren im 4. Fall etwa 8 h, im 5. etwa 9 h in Betrieb. Nach dem 5. Ereignis wurde der Sonderschaltzustand erst nach 4 Tagen rückgängig gemacht, da vorher mit Leistungsabsenkungen zu rechnen war.

Ursachen:

Der Leistungsbetrieb hatte in drei Fällen Vorrang vor der Einhaltung der nuklearen Sicherheit, zweimal wurden dabei "Sonderschaltungen" hergestellt, um den Leistungsbetrieb fortsetzen zu können. In einem Fall hätte der Block 1 abgefahren werden müssen.

Bei der Häufung der Ausfälle eines RMG hätte auch ohne genaue Kenntnis der Fehlerursache die Elektronik der Erregungsregelung im RMG-Automatikschrank präventiv gewechselt werden sollen.

Die nicht strangweise getrennte Gleichstromversorgung einer Doppelblockanlage kann bei Fehlern in einem Block Auswirkungen auf den anderen Block haben. Eine Entmaschung der elektrischen Anlagen der Blöcke ist dringend erforderlich.

Ertüchtigungsmaßnahmen:

Die nukleare Sicherheit der Anlagen hat unbedingten Vorrang vor dem Leistungsbetrieb. Daher müssen die Bedingungen des sicheren Betriebes konsequent eingehalten werden.

Die reversiblen Motor-Generatoren und ihre Ansteuerung stellen einen Ausfallschwerpunkt dar. Daher sollte eine umfassende Überarbeitung der sicheren Stromversorgung vorgenommen werden (siehe Ereignis vom 12.11.1988: Ausfall beider SHV).

#### 9.3.12 Störungen in der unterbrechungslosen Stromversorgung (Gleichstromversorgung 220 V)

Der Aufbau der unterbrechungslosen Gleichstromverteilung ist im Kapitel 7.3 beschrieben.

Im betrachteten Zeitraum kam es als Folge des Aufbaus der Gleichstromversorgung (eine Verteilung blockgebunden, die zweite von beiden Blöcken des Doppelblockes genutzt) und ihrer Versorgung durch störanfällige rotierende Umformer verschiedentlich zu Störungen und Ausfällen.

Im folgenden werden zwei Ereignisse beschrieben.

- Ausfall der Gleichstromhauptverteilung D (GHV D) im Block 4 am 5.1.1980 (Ereignis Nr. 7/80)

Ereignisablauf:

Die den beiden Blöcken 3 und 4 zugeordnete allgemeine Eigenbedarfshauptverteilung (AEGHV C) wird von zwei rotierenden Umformern RMG 2C (Block 3) und RMG 1D (Block 4) versorgt. Der Umformer LMG C steht in Reserve. Vor Ereigniseintritt wurde der Umformer RMG 1D zu Revisionsarbeiten außer Betrieb genommen und der Reserveumformer LMG C in Betrieb genommen. Beim Synchronisieren des LMG C kam es zum Erregungsverlust des LMG C, was zur Schutzabschaltung des Umformers durch Überstromschutz führte. Gleichzeitig löste unselektiv der Leistungsschalter der Blockbatterie BD aus. Da der Umformer RMG 1D außer Betrieb war, war die Gleichstromschiene GHV D (Block 4) spannungslos. Nach 3 min wurde durch Wiedereinschalten des Leistungsschalters von Hand die Schiene GHV D wieder mit Spannung versorgt. Während der spannungslosen Pause wurde auslegungsgemäß Schnellabschaltung durch den Havarieschutz HS 1 ausgelöst (Kriterium Spannungsausfall an 2 von 3 Gerätesätzen für die Havariesignalbildung). Während dieser 3 min waren wichtige Schutz- und Sicherheitseinrichtungen teilweise bzw. völlig wirkungslos:

- keine Betätigungsmöglichkeit für die 6 kV-Leistungsschalter und der 0,4 kV-Einspeiseschalter für alle 0,4 kV-Hauptverteilungen
- Ausfall des größten Teils der Stellungsanzeigen für Pumpen, Armaturen und Leistungsschalter
- keine Schnellschlußauslösung für Turbine 7 und 8 von der Blockwarte

- keine Möglichkeit der Abschaltung der Hauptspeisewasserpumpen
- keine Möglichkeit des automatischen Starts folgender Sicherheitseinrichtungen bei Anforderung: Havarieborpumpen, Havariespeisewasserpumpen, Sprinklerpumpen
- Ausfall der elektrischen Ansteuerung der DH-Sicherheitsventile (mechanische Öffnung möglich).

Die gesamte Meßtechnik war jedoch während des Ereignisses verfügbar (von 380 V versorgt).

Als nach 3 min die Spannung wieder verfügbar war, wurde Schnellschluß der Turbinen und Netztrennung von Hand ausgelöst. Die Havarieborpumpen starteten wegen des niedrigen DH-Füllstandes automatisch. Entsprechend dem sinkenden FD-Druck waren vom Überwachungsregler die Turbinenstellventile geschlossen worden.

Ursachen:

Der Ausfall der Erregung für den Reserveumformer war auf unsichere Kontaktgabe eines Relais (offene Bauweise, Verschmutzung) zurückzuführen.

Das unselektive Auslösen des Leistungsschalters der Batterieeinspeisung war auf eine unzureichende Einstellung der Überstromauslösung zurückzuführen.

Während des Ausfalls der Gleichstromschiene hätten sich die Havariespeisewasser- und Sprinklerpumpen, nicht aber die Havarieborpumpen von der Warte von Hand zuschalten lassen können. Eine automatische Einspeisung war generell nicht möglich.

Ertüchtigungsmaßnahmen:

Wegen der Auswirkungen des Ausfalls einer blockgebundenen Gleichstromversorgung ist es erforderlich, die Eintrittswahrscheinlichkeit dieses Falles sowie seine möglichen Folgen zu verringern. Hierzu tragen bei:

- konsequente Mehrsträngigkeit, d.h. zumindest echte Zweisträngigkeit der Gleichstromversorgung pro Block (Auftrennen der AEGHV und Installation von zwei Batterien pro Block).
  - Versorgung jeder Blockbatterie mittels zweier redundanter Gleichrichter. Damit wären ein Nachteil der augenblicklichen Schaltung (4 RMG und ein wahlweise zuschaltbarer Reserve RMG) beseitigt.
  - sicherheitstechnische Einrichtungen müssen auch bei Ausfall einer GHV verfügbar bleiben, daher diodenentkoppelte Doppeleinspeisungen für Verbraucher, die bisher nur von einer GHV versorgt wurden.
- 
- Ausfall des Turbinenschutzes für Turbosatz 8 im Block 4 am 8.7.1986 (Ereignis Nr. 169/86)

#### Ereignisablauf:

Der Turbosatz 8 wurde mit starken Dampfleck betrieben mit der Folge, daß gefährdete Betriebs-, Meß-, Steuer-, Regeleinrichtungen (BMSR) durch Planen und Bleche geschützt werden mußten. Block 3 war zur Großinstandhaltung (GI) abgeschaltet. Die blockgebundenen Gleichspannungsverteilungen GHV C (Block 3) und GHV D (Block 4) sowie die gemeinsame Gleichspannungshauptverteilung (AEGHV) waren im Normalzustand, d.h. es bestand eine galvanische Verbindung zwischen allen 3 Hauptverteilungen über die Diodenentkopplungen.

In der Blockwarte wurde ein Erdschluß auf GHV D angezeigt sowie das Signal für Spannungsausfall im Feld P 9. Die Sicherung für die Einspeisung des Turbinenschutzes des TS 8 hatte ausgelöst. Da ein mehrmaliges Wechseln der Sicherung erfolglos blieb, wurde mit der Fehlersuche begonnen. Die Messungen ergaben, daß der Einspeisung aus der GHV D eine Wechselspannung von 170 V überlagert war.

Daraufhin wurden zwecks Erdschlußsuche sukzessive die Gleichspannungsnetze zwischen den Blöcken getrennt und die Erdschlüsse eingegrenzt. Ein Erdschluß (Minus gegen Erde) wurde an einem Relais der Steuerschaltung einer Pumpe im Einlaufbauwerk entdeckt, der zweite Erdschluß (Plus gegen Erde), der zum Kurzschluß führte, entstand an einem Anschlußkabel für den Überdrehzahlschutz des Turbinensatzes 8.

Dies war auf die Dampfleckagen an der Turbine zurückzuführen. Die Erdschlußsuche war nach ca. 8 h Dauer erfolgreich beendet. Die Ursache für die Überlagerung der Wechselspannung wurde erst am nächsten Tag entdeckt. Sie war auf einen Verdrahtungsfehler aufgrund eines Zeichnungsfehlers zurückzuführen, in dessen Folge eine Wechselspannung (Steuerspannung) von 220 V der Gleichspannungsversorgung überlagert wurde.

Ursachen:

Bis zur Trennung der Gleichstromnetze und Wiedereinschaltung des Turbinenschutzes 1 h nach Ereigniseintritt war die 3,5 MPa-Verriegelung des 1. Frischdampf-Halbwerkes (Schließen der FD-Schnellschlußventile bei FD-Leitungsbruch Sammler) außer Betrieb. Damit wurde gegen die BdsB verstoßen.

Mit der Erdschlußsuche muß sofort bei Auftreten der Erdschlußmeldungen begonnen werden (dies erfolgte im vorliegenden Fall verzögert).

Bei Auftreten von Erdschlußmeldungen und Auslösen von Sicherungen ist die sofortige Blocktrennung der Gleichspannungsversorgung herzustellen (dies erfolgte ebenfalls zeitverzögert).

Ertüchtigungsmaßnahmen:

Es sind unabhängige Gleichspannungsnetze für jeden Block durch Einsatz zusätzlicher Blockbatterien vorzusehen. Dies bedeutet, daß anstelle der AEGHV zwei blockgebundene Batterien vorzusehen sind und die Querverbindungen zwischen den Blöcken zu eliminieren sind.

Die mit erdfrei betriebenen Netzen verbundenen Nachteile würden aber bestehen bleiben. Aus diesem und anderen aufgetretenen Ereignissen ist zu fordern, daß eine Niederspannungsleittechnik mit Erdungskonzept eingesetzt wird.

## 9.4 Empfohlene Ertüchtigungsmaßnahmen

Obwohl einzelne der betrachteten Ereignisse auch aus anderen Anlagen her bekannt sind, macht jedoch deren Häufung in den untersuchten Anlagen auch schon kurzfristig technische und administrative Maßnahmen notwendig. Um eine nachhaltige Verbesserung zu erreichen, sind aufgrund ausgewerteter Betriebstransienten und sicherheitsrelevanter Störungen insgesamt folgende Maßnahmen in den Bereichen der Betriebsführung, Verfahrenstechnik, Elektrotechnik, Leittechnik und Bautechnik erforderlich.

### 9.4.1 Kurzfristig erforderliche Maßnahmen

#### Verfahrenstechnik

- Verbesserung des Regelkonzeptes zur Beherrschung schneller Leistungstransienten
- Die automatische Leistungsabsenkung des Reaktors bei Ausfall von einzelnen Hauptspeisewasserpumpen ist zu realisieren
- Automatische Schnellabschaltung des Reaktors bei Totalausfall der Hauptspeisewasserzufuhr
- Optimierung der Speisewasserregelventile sowie der Speisewasserregelung
- Querverbindung der Havariespeisewassersysteme aller vier Blöcke mit fernsteuerbaren und geschützten Armaturen
- Umrüstung von örtlich betätigten Armaturen in von der Blockwarte aus fernsteuerbare Armaturen zur besseren Absperrung von Lecks im 2. Kreislauf (Umfang und Ausführung sind zu untersuchen)

#### Leittechnik

- Zuverlässigere Höhenstandsmessung an den Dampferzeugern mit Abschaltkriterium DE-Füllstand < min
- Die vorhandenen Signale zur Ansteuerung der Havariespeisewasserpumpen sind mehrkanalig auszuführen

- Nachrüstung einer Sprödbbruchverriegelung für das Reaktordruckgefäß
- Überprüfen, ob Havarieschutzauslösung des Reaktors bei Druckhalteniveau "hoch" möglich ist und ggf. nachrüsten
- Überprüfung der sicherheitstechnisch relevanten Geber im 1. und 2. Kreislauf auf störfallfeste Auslegung
- Die Logik der Verriegelung und Ansteuerung der HUP sollte überprüft werden, so daß sichergestellt ist, daß nicht mehr als eine HUP abgeschaltet werden kann
- Installation eines kontinuierlich messenden Borsäuremeßgerätes
- Nachrüstung automatischer Maßnahmen zur Sicherstellung der Abschaltreaktivität, z.B. Mengenbegrenzung für die Zuspeisung von Deionat in den 1. Kreislauf
- Installation eines Leckdetektionssystems
- Sollte für die Entriegelungsschalter eine Automatisierung wie z.B. Anfahrentriegelungen in der jetzigen Technik nicht zu realisieren sein, wären auch Schlüsselschalter denkbar, die im Normalbetrieb verriegelt sind. Zusätzlich sollte für jeden Entriegelungsschalter eine eindeutige Anzeige auf der Wartentafel vorhanden sein, damit sich das Bedienerpersonal zu jeder Zeit über die entriegelten Schalter informieren kann. Diese Lösung wäre nur dann sinnvoll, wenn die Betriebsmannschaften nur über den diensthabenden Sicherheitsingenieur im Anforderungsfall die Schlüssel erhalten könnten. Damit ist ausgeschlossen, daß während eines Transientenablaufs die Betriebsmannschaft durch Entriegeln von Auslösekriterien, automatische Schutzaktionen verhindert.
- automatische Umschaltung des Meßbereiches der Neutronenflußmessung beim Anfahren des Reaktors. Als Zwischenlösung wäre Nachrüstung für eine HS1-Auslösung bei einem "unteren" Neutronenflußgrenzwert (noch festzulegen) denkbar.

Im Hinblick auf den Umfang und die Komplexität der empfohlenen Nachrüstungen im Leittechnikbereich ist zu überprüfen, ob dies mit der im KKW Greifswald vorhandenen Leittechnik (220 V Gleichspannung für

die Steuerung in Relais-technik, 380 V Wechselspannung für die Meß-technik) mit ausreichender Zuverlässigkeit realisiert werden kann.

Sollte für eine Übergangszeit die vorhandene Technik beibehalten werden, ist eine autarke Störfallinstrumentierung erforderlich.

#### Elektrotechnik

- Überprüfung auf ausreichenden Schutzgrad für elektrische Einrichtungen (Motoren, Unterverteilungen, Geber) im Maschinenhaus
- Erstellung realistischer Leistungsbilanzen für die Notstromanlagen und ggf. Ableitung erforderlicher Maßnahmen (z.B. 4. Diesel, Erhöhung der Batteriekapazität)
- strikte Strangtrennung im Bereich der sicheren Gleichspannungsverteilung 220 V durch Einsatz von zwei blockgebundenen Batterien und Schienen (Querverbindungen zum Nachbarblock nur im Notfall)
- Ersatz der störanfälligen reversiblen Motor-Generatoren durch getrennte Wechselrichter und Gleichrichter
- Verminderung der Vermaschung der Notstromverteilung auf der 380 V Spannungsebene, möglichst feste Zuordnung der Verbraucher zu den Hauptverteilungen
- Ausreichende Reserve an Wechselrichtern und Gleichrichtern zwecks Möglichkeit der Freischaltung eines Aggregates für Reparatur oder Revision.
- Verbesserung der Erdschlußerkennung und Erdschlußlokalisierung

#### Betriebsführung, administrative Maßnahmen

- Reglementierung von Transporten mit dem Hallenkran über in Betrieb befindliche Anlagenteile
- Überarbeitung der Betriebsvorschriften im Hinblick auf eindeutige Regelungen für alle betrieblichen Handlungen
- Schaffung einer übersichtlichen Darstellung des Schaltzustandes und der Prozeßgrößen für den Stillstand bzw. für den Betrieb von Anlagensystemen in den Betriebsvorschriften

- Verbesserung der systematischen Auswertung von Betriebserfahrungen
- Verbesserung der internen Arbeitsorganisation zur Optimierung des Erfahrungsrückflusses
- kein Austausch von Schichten zwischen den einzelnen Blöcken ohne vorherige gründliche Schulung
- Einführung eines geeigneten Arbeitsauftrags- und Freischaltwesens zwecks besserer Koordinierung der Arbeiten zwischen Schicht, Strahlenschutz, Brandschutz, Instandhaltung und Fachabteilung
- Unverzögliches Abfahren des Blockes bei Ausfall einer der beiden sicheren Hauptverteilungen
- Überarbeitung der Betriebsvorschriften im Hinblick auf
  - Verbesserung der Überprüfung nach erfolgter Instandhaltung
  - Optimierung des Instandsetzungswesens und der Revisionsplanung
  - die Durchführung von Änderungsmaßnahmen an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen damit diese gründlich vorbereitet, genehmigt und nach Durchführung geprüft werden
  - die Verhinderung von Entriegelungen von Schutzkriterien im Havarieschutzsystem während des Leistungsbetriebes zwecks Vermeidung von Schutzaktionen
  - die Erhaltung der Funktionsfähigkeit der zur Überwachung des jeweiligen Anlagenzustandes erforderlichen sicherheitstechnischen Instrumentierung bei allen Anlagenzuständen (auch in Revisionszeiten und Anfahrbetrieb).

#### 9.4.2 Langfristig erforderliche Maßnahmen

##### Verfahrenstechnik, Bautechnik

- Einrichtung einer unabhängigen Havariespeisewasserversorgung
- Verhinderung von Erosionskorrosion im 2. Kreislauf u.a. durch optimierte Rohrleitungsführung
- Überprüfung, ob eine Trennung der Maschinenhäuser möglich ist

#### Leittechnik

- Ersatz der vorhandenen Leittechnik durch eine Niederspannungs-Leittechnik mit Erdungskonzept
- Entriegelungsschalter sind aus der Blockwarte zu entfernen. Notwendige Entriegelungen sind, wenn möglich, zu automatisieren (Anfahrverriegelung)

#### Betriebsführung, administrative Maßnahmen

- Überarbeitung aller Betriebsvorschriften

## 10. ZUSAMMENFASSUNG

### 10.1 Bewertung der Ergebnisse

Zur Beurteilung der sicherheitstechnischen Systemauslegung und zum Schutz der Anlage gegen übergreifende Einwirkungen wurden in dem im Februar dieses Jahres veröffentlichten 1. Zwischenbericht lediglich erste Einschätzungen vorgenommen. Dabei wurden im Vergleich zu derzeit gültigen sicherheitstechnischen Anforderungen in der Bundesrepublik in nahezu allen Bereichen sicherheitstechnische Defizite in unterschiedlichem Ausmaß festgestellt.

Im Zweiten Zwischenbericht wurden die Untersuchungen zur Sicherheitsbeurteilung weitergeführt. Dabei wurden die festgestellten sicherheitstechnischen Defizite genauer überprüft. Schwerpunkt der Untersuchungen war die sicherheitstechnische Systemauslegung und die Auswertung der Betriebserfahrung. Es wurde untersucht, wieweit die bestehenden Defizite durch sicherheitstechnische Verbesserungen, verbesserte organisatorisch-administrative Regelungen und unter Berücksichtigung sicherheitstechnischer Vorteile der Anlage ausgeglichen werden können.

Die Untersuchungen zeigen, daß der Auswertung der Betriebserfahrung besondere Bedeutung zukommt. Die Häufigkeit sofort meldepflichtiger, sicherheitsrelevanter Ereignisse hat sich in den letzten fünf Jahren zwar verringert, jedoch ist auch erkennbar, daß Betriebsvorschriften in der differenzierten Beschreibung bestimmter Handlungen nicht internationalen Ansprüchen entsprechen. Darüber hinaus wurden über einen Zeitraum von 10 Jahren bis in die jüngste Zeit gravierende Verstöße gegen die Betriebsvorschriften festgestellt. Beispiele hierfür sind:

- ungenügende Kontrolle von Komponenten nach erfolgter Instandhaltung
- unvollständige Prüfung der an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen durchgeführten Änderungen
- Überbrücken von technologischen Kriterien (Anregungen) für das Reaktorschutzsystem während des Leistungsbetriebes zur Vermeidung von Schutzaktionen

- nicht vollständige Funktionsfähigkeit der zur Überwachung des Anlagenzustandes erforderlichen sicherheitstechnischen Instrumentierung während der Revision und des Anfahrbetriebes
- Weiterbetrieb der Anlage bei voller Leistung mit einem Leck im Primärkreisreinigungssystem außerhalb des Druckraumsystems.

Außerdem wurden Mängel in der systematischen Aufarbeitung der Betriebserfahrung und erhebliche Defizite bei der Umsetzung gewonnener Erkenntnisse in der Betriebspraxis festgestellt.

Insgesamt zeigen die Auswertungen, daß in der Sicherheitskultur des Kernkraftwerks Greifswald erhebliche Mängel bestehen. Es sind deshalb von allen Beteiligten unverzüglich Maßnahmen durchzuführen, die die Wiederholung der Verstöße ausschließen. Des weiteren sollte die Betriebsstruktur für Produktion, Instandhaltung, Überwachung und Technik überprüft werden. Für eine Verbesserung sind die Erfahrungen und Praktiken von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland auszuwerten. Auch die Zusammenarbeit in der WANO (World Association of Nuclear Operators) ist intensiv dafür zu nutzen.

## 10.2 Empfohlene Ertüchtigungsmaßnahmen

Die bei den Untersuchungen der sicherheitstechnischen Auslegung festgestellten Defizite zeigen, daß Ertüchtigungsmaßnahmen in nahezu allen Bereichen erforderlich sind. Das betrifft sowohl technische Veränderungen und Rekonstruktionen der Systeme und Anlagen als auch Gesichtspunkte der betrieblichen Organisation und Betriebsführung.

Für die insgesamt aus den Untersuchungen abgeleiteten Ertüchtigungsmaßnahmen werden drei Kategorien unterschieden:

Kategorie I:           Maßnahmen, die unmittelbar notwendig sind, um ein ausreichendes Sicherheitsniveau für einen kurzfristigen Weiterbetrieb (ca. 2 Jahre) zu erreichen

Diese Maßnahmen werden aus der Betriebserfahrung und aus systemtechnischen Untersuchungen abgeleitet, wenn einleitende Ereignisse unter

Berücksichtigung ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit nicht mit ausreichender Zuverlässigkeit durch die vorhandene Anlagentechnik und die vorgesehene Betriebsweise beherrscht werden. Diese Maßnahmen sind unverzüglich durchzuführen.

Kategorie II: Maßnahmen, die notwendig sind, um ein ausreichendes Sicherheitsniveau für einen befristeten Weiterbetrieb zu erreichen

Diese Maßnahmen sind so rasch wie möglich - spätestens innerhalb von zwei Jahren nach Wiederaufnahme des Betriebes - durchzuführen, um einen befristeten Weiterbetrieb zu ermöglichen.

Kategorie III: Maßnahmen, die notwendig sind, um ein ausreichendes Sicherheitsniveau für einen langfristigen Weiterbetrieb zu erreichen

Diese Maßnahmen werden für erforderlich gehalten, um den Sicherheitsstatus der Anlagen dem internationalen Niveau anzugleichen. Sie sind aus umfassenden Sicherheitsuntersuchungen abzuleiten. Das beinhaltet auch eine Festlegung und Analyse der zu unterstellenden Auslegungsfälle.

In jeder Kategorie sind die Maßnahmen unter folgenden Gesichtspunkten zusammengefaßt:

- Verfahrenstechnik
- Leittechnik
- Elektrotechnik
- Betriebsführung, administrative Maßnahmen
- Bauwerke
- Druckführende Umschließung
- Brandschutz
- Überflutungsschutz.

Bei der detaillierten Planung und Vorbereitung der einzelnen Maßnahmen ist sorgfältig zu prüfen, ob mit der Einführung der Maßnahmen keine sicherheitstechnischen Beeinträchtigungen auftreten.

Die Ergebnisse und Schlußfolgerungen der Untersuchungen wurden am 22. und 23. Mai 1990 in Moskau mit sowjetischen Experten des Ministeriums für Atomenergieindustrie, des Kurchatov-Instituts, des Projektanten und des Anlagenherstellers diskutiert. Von sowjetischer Seite wurde dabei eine Stellungnahme vorgelegt, die weitgehend mit den im Bericht vorgenommenen Bewertungen übereinstimmt. Dabei blieben jedoch zu einzelnen Maßnahmen unterschiedliche Auffassungen über die Zuordnung zu den Kategorien bestehen. Die Stellungnahme wird dem zweiten Zwischenbericht als Anlage beigelegt.

Im folgenden werden alle technischen Maßnahmen, die aus den bisherigen Untersuchungen abgeleitet worden sind, und ihre Zuordnung zu den Kategorien I, II und III im einzelnen zusammengestellt. Dabei wurden die Maßnahmen mit Angabe des Kapitels, in denen sie aufgeführt worden sind, gekennzeichnet.

- Kategorie I

- Verfahrenstechnik

1. Austausch der EP 50-Pumpen gegen ZN 65-Pumpen in Abhängigkeit von den Analysen zur Beherrschung des Lecks NW 32 mit einer Pumpe und des Lecks NW 200 mit vier Pumpen, evtl. erst längerfristig erforderlich (Kap. 5.6; 7.6.2)
2. Notstromversorgung und Nutzung der Reaktor-Füllpumpe P 36 und der Abklingbeckenpumpe P 17 zur Niederdruck-Langzeiteinspeisung. Dazu sind die Förderkapazitäten durch Versuch zu ermitteln (Kap. 7.6.2)
3. Vom Notkühlsystem unabhängige Aufheizung des Havarieborbehälters (Kap. 7.6.2)
4. Gewährleistung der auslegungsgemäßen Umgebungsbedingungen für die Notkühl- und Sprinklerpumpen (Isolierung von Rohrleitungen mit aufgewärmtem Notkühlwasser) (Kap. 7.6.2)
5. Einrichtung einer absperrbaren pumpendruckseitigen Querverbindung zum Notkühlsystem des Nachbarblocks (innerhalb eines Doppelblocks) und einer räumlich getrennten Notkühlwasser-Rückförderpumpe (Kap. 7.6.2)

6. Verhinderung der Verstopfung der Rücklaufleitung aus dem Sumpf durch Verbesserung der Sumpfabdeckung (Kap. 7.6.2)
7. Absperrbare Querverbindung zwischen den Notspeise-Druckleitungen der Blöcke 1 bis 4 u.U. mit fernsteuerbaren und geschützten Armaturenantrieben mit zusätzlichen Schlauchanschlußstutzen (Kap. 5.6; 7.6.3; 9.3)
8. Schaffung der Einspeisemöglichkeit für die Bespeisung der Dampferzeuger z.B. Einspeisemöglichkeit in die Dampferzeuger-Abschlammleitungen über eine von der 14,7 m-Bühne räumlich getrennte Rohrleitung, ebenfalls mit zusätzlichen Schlauchstutzen (Kap. 5.6; 7.6.3)
9. Deionatpumpe mit autarkem Antrieb zur Notbespeisung der Dampferzeuger aus den Deionatbehältern (Kap. 5.6; 7.6.3)
10. Nutzung der Einspeisemöglichkeit aus dem Speisewasserbehälter durch Druckgefälle (Kap. 5.6; 7.6.3)
11. Absperrbare pumpendruckseitige Querverbindung mit Anschlußmöglichkeit für mobile Pumpen der Technisch-Wasser-Systeme beider Doppelblöcke (Kap. 7.6.4; 8.3)
12. Gebäudeentwässerungspumpe für das Einlaufbauwerk mit automatischer Einschaltung bei Wasseranfall (Kap. 7.6.4)
13. Verbesserung der Dieselkühlung durch Schaffung eines unabhängigen Kühlsystems (Kap. 7.6.7)
14. Umstellung der Kühlung von mindestens 2 Reservetransformatoren auf Luftkühlung (Kap.7.6.7)
15. Zur Verhinderung einer direkten Freisetzung von Primärkühlmittel in den Reaktorsaal (Bypass des DRS) ist eine konstruktive Lösung zur Trennung der Abdichtung der SWA 1 und des DRS im Bereich der Füllstutzen der Ionenaustauscher vorzusehen (Kap. 7.3.6)
16. Die Anzahl der bei Betrieb offenen Isolationsarmaturen (Abluftventile) der Lüftungsanlage W 2 soll auf die zur Unterdruckhaltung in den Räumen des DRS erforderliche Mindestanzahl reduziert werden. Die übrigen Abluftklappen sind vor Inbetriebnahme zu schließen und zu sichern, wobei ihre Dichtheit zu überprüfen ist. Die Schließung der Armaturen soll so erfolgen, daß die Lüftung des DRS nach Störfalleintritt möglich ist. Die offenen

Isolationsarmaturen sind gegen das Eindringen von Fremdkörpern, die ihr Schließen behindern können, zu schützen (Kap. 6.5.1; 7.6.5; SU)

17. Geberräume, in denen die Störfallinstrumentierung installiert ist, sind durch zusätzliche schnellschließende Armaturen vor der Beaufschlagung mit Dampf zu schützen (Kap. 7.6.5)
18. Durch eine Intensivierung der Wartungsarbeiten bzw. zusätzliche Abdichtungen soll die reale Leckrate des DRS bei der Inbetriebnahme der Blöcke drastisch gesenkt werden. Dieser Wert von ca. 300 m<sup>3</sup>/h wurde bei einem Prüfdruck von 1.25 bar bei Block 1 bereits erreicht (Kap. 6.5.1)
19. Durchführung von Analysen zur Ausbildung von Kaltwasserstrahlen in Anlehnung an die in Finnland für die Anlage LOVIISA durchgeführte Studie mit Schwerpunkt asymmetrischer Unterkühlungstransienten (Kap. 5.6)

- Leittechnik

1. Automatische Ansteuerung der Reservepumpe bzw. der Motorarmatur in der dritten Sprinklerleitung bei Ausfall einer Pumpe bzw. Nichtöffnen einer Armatur
2. Durchführung von Maßnahmen zur Verbesserung der Unabhängigkeit und Überwachung der Ansteuerstromkreise für Sicherheitssysteme mit weitgehender Berücksichtigung des Einzelfehlerkriteriums, insbesondere für die Ansteuerung der Notspeisepumpen (Kap. 7.6.6; 9.3.3; SU)
3. Schaffung einer Störfallablauf-Protokollierung
4. Schaffung einer autarken Störfallinstrumentierung in den von der Blockwarte räumlich getrennten Geberräumen, die zumindest Primärdruck, Primärtemperaturen, Druckhalter- und Dampferzeuger-Höhenstand und ausgewählte radiologische Werte erfaßt (Kap. 7.6.6; 9.3.9)
5. Überprüfung der sicherheitstechnisch relevanten Geber im 1. und 2. Kreislauf auf störfallfeste Auslegung (Kap. 9.3.6)

6. Verriegelung zur Gewährleistung der Sprödbruchsicherheit bei Temperaturen unterhalb der Sprödbruchübergangstemperatur bei An- und Abfahrprozessen und Dichtheitsprüfungen (Kap. 4.3; 7.6.6; 9.3.4)
7. Die automatische Leistungsabsenkung des Reaktors bei Ausfall von einzelnen Hauptspeisewasserpumpen ist zu realisieren (Kap. 9.3.2)
8. Automatische Schnellabschaltung des Reaktors bei Totalausfall der Hauptspeisewasserzufuhr (Kap. 7.6.1; 9.3.2)
10. Zuverlässigere Höhenstandsmessung an den Dampferzeugern mit Abschaltkriterium DE-Füllstand in mindestens einem Dampferzeuger  $< \min$  (Kap. 5.6; 7.6.1; 9.3.3)
11. Überprüfen, ob Havarieschutzauslösung des Reaktors bei Druckhalterniveau "hoch" möglich und ggf. nachzurüsten ist (Kap. 9.3.4)
12. Optimierung der Grenzwerte zum Kriterium "Druckhalter-Füllstand tief" für die Reaktorabschaltung und zur Einschaltung der Notkühlpumpen (Kap. 5.6; 7.6.6)
13. Optimierung der Grenzwerte zum Kriterium "Druck Primärkreislauf hoch" (Verringerung des Ansprechwertes für HS 3 und Einführung eines zusätzlichen HS 2-Kriteriums) (Kap. 5.6)
14. Verbesserung der Leistungsregelung zum Abfahren der Anlage bei Ausfall eines oder beider Turbosätze (Netzausfall) auf das entsprechende Leistungsniveau, möglichst ohne Ansprechen von Sicherheitssystemen (Reaktorabschaltung, Notkühlung) (Kap. 7.6.6; 9.3.1)
15. Installation von weiteren Wassermeldern im Notkühlpumpenraum und im Einlaufbauwerk des Technisch-Wasser-Systems (Kap. 7.6.6)
16. Unzulässige Schaltzustände der HUP's bzgl. der zulässigen Reaktorleistung sind zu signalisieren (Kap. 7.6.6; 9.3.7)
17. Nachrüstung automatischer Maßnahmen zur Sicherstellung der Abschaltreaktivität (Kap. 9.3.8)
18. Sollte für die Entriegelungsschalter eine Automatisierung wie z.B. Anfahr entriegelungen in der jetzigen Technik nicht zu rea-

lisieren sein, wären auch Schlüsselschalter denkbar, die im Normalbetrieb verriegelt sind. Zusätzlich sollte für jeden Entriegelungsschalter eine eindeutige Anzeige auf der Wartentafel vorhanden sein, damit sich das Bedienerpersonal zu jeder Zeit über die entriegelten Schalter informieren kann. Diese Lösung wäre nur dann sinnvoll, wenn die Betriebsmannschaften nur über den diensthabenden Sicherheitsingenieur im Anforderungsfall die Schlüssel erhalten könnten. Damit ist ausgeschlossen, daß während eines Transientenablaufs die Betriebsmannschaft durch Entriegeln von Auslösekriterien, automatische Schutzaktionen verhindert (Kap. 7.6.1; 9.3.9)

19. Automatische Umschaltung der Meßbereiche der Neutronenflußmessung des Reaktors. Als Zwischenlösung wäre eine Nachrüstung für eine HS 1-Auslösung bei einem noch festzulegenden unteren Neutronenflußgrenzwert denkbar (Kap. 9.3.9)
20. Verbesserung der Leckdetektion und Leckortung für alle Bereiche bei denen von einem Ausschluß von großen Lecks oder Brüchen ausgegangen wird (Kap. 4.3; 7.6.6; 9.3.5)

- Elektrotechnik

1. Beseitigung der Kupplungen zwischen den Blockverteilungen BV 3 und BV 4 sowie zwischen BV 7 und BV 8, feste Zuordnung der HUP 3 zu BV 3 bzw. HUP 2 zu BV 7 (Kap. 7.6.7)
2. Erstellung realistischer Leistungsbilanzen für die Notstromanlagen und ggf. Ableitung erforderlicher Maßnahmen (z.B. vierter Diesel, Erhöhung der Batteriekapazität) (Kap. 7.6.7; 9.3.10)
3. Strikte Strangtrennung im Bereich der sicheren Gleichspannungsverteilung 220 V durch Einsatz von zwei blockgebundenen Batterien und Schienen, Querverbindungen zum Nachbarblock nur im Notfall (Kap. 7.6.7; 9.3.10; 9.3.12)
4. Ersatz störanfälliger bzw. wartungsaufwendiger Komponenten wie Motorgeneratoren im reversiblen Betrieb (Einsatz von statischen Wechselrichtern und Ladegleichrichtern) (Kap. 7.6.7; 9.3.11)
5. Weitgehende Entmaschung der Notstromverteilungen auf der 380 V-Spannungsebene (Kap. 7.6.7; 9.3.11)

6. Ausreichende Reserve an Wechselrichtern und Gleichrichter zwecks Möglichkeit der Freischaltung eines Aggregates für Reparatur oder Revision (Kap. 9.3.11; 9.3.12)
7. Verbesserung der räumlichen Trennung sicherheitstechnisch wichtiger redundanter Kabel bzw. Ersatzmaßnahmen (Kap. 7.6.7; 8.2.5)
8. Installation einer getrennten, zusätzlichen Kabeltrasse für die E-Versorgung der Notkühlpumpen und Notspeisepumpen (SU)
9. Überprüfung und ggf. Verbesserung des Notstromverbraucher-Zuschaltprogramms hinsichtlich des Vorrangs der Handbefehle, der Blockierung automatischer Maßnahmen sicherheitstechnisch wichtiger Verbraucher während des Dieselbetriebs und der Bedingungen für die Beendigung des Dieselbetriebs (Kap. 7.6.7)

- Betriebsführung, administrative Maßnahmen

1. Einführung einer 5. Schicht ausschließlich für Qualifizierungs- und Trainingsmaßnahmen (Kap. 7.6.8)
2. Ständige Anwesenheit eines erfahrenen hochqualifizierten Sicherheitsingenieurs am Standort zur Unterstützung des Schichtpersonals in außerplanmäßigen Situationen (Kap. 7.6.8)
3. Einrichtung einer Notrufbereitschaft für Fachspezialisten und Ausstattung mit geeigneten Alarmierungsmitteln (Kap. 7.6.8)
4. Überarbeitung der Störfall-Betriebsvorschrift unter Berücksichtigung ergonomischer Gestaltungsgrundsätze mit der Zielstellung, schnell eindeutige Handlungshilfen zur Unterstützung des Wartenspersonals verfügbar zu haben und Aufnahme bzw. Präzisierung von Anweisungen für bestimmte Ereignisse, z.B. Erkennen von und Verhalten beim Auftreten von Leckagen oder drohenden Netzzusammenbrüchen (Kap. 7.6.8)
5. Erstellung von Anweisungen zur Behandlung nicht auslegungsgemäß verlaufender Störfälle, wie z.B. Dampferzeuger-Leck mit Ausfall der primärseitigen Absperrung des defekten Dampferzeugers; Ausfall von Notkühleinrichtungen bei Leckstörfällen oder deren Hilfssysteme, wie Technisch-Wasser-System und Zwischenkühlkreislauf; Lecks in Anschlußleitungen des Primärkrei-

ses, die in Anschlußleitungen des Primärkreises, die außerhalb des Druckraumsystems liegen; Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr (Kap. 7.6.8)

6. Reglementierung von Transporten mit den Hallenkränen im Reaktorsaal, Maschinenhaus und oberhalb des Einlaufbauwerkes über in Betrieb befindliche Anlagenteile (Kap. 7.6.8; 8.3; 9.3.6)
7. Häufigere (mehrfach pro Schicht) Begehung des Technisch-Wasser-Systems insbesondere nach Instandsetzung (Kap. 8.3)
8. Generell sollen keine Instandsetzungsarbeiten, die ein Öffnen von Rohrleitungen mit Überflutungspotential beinhalten, während des Leistungsbetriebs durchgeführt werden (Kap. 8.3)
9. Schaffung einer übersichtlichen Darstellung des Schaltzustands und der Prozeßgrößen für den Stillstand bzw. den Betrieb von Anlagensystemen in den Betriebsvorschriften (Kap. 9.3.8)
10. Kein Austausch von Schichten zwischen den einzelnen Blöcken ohne vorherige gründliche Schulung (Kap. 9.3.8)
11. Verbesserung des Arbeitsauftrags- und Freischaltkonzeptes zwecks besserer Koordinierung der Arbeiten zwischen Schicht, Strahlenschutz, Brandschutz, Instandhaltung und Fachabteilung insbesondere für sicherheitsrelevante Komponenten und Ausrüstungen (Kap. 9.3.9)
12. Unverzögliches Abfahren des Blockes bei Ausfall einer der beiden sicheren Hauptverteilungen (Änderung der BdSB) (Kap. 9.3.11)
13. Die Beschriftung von Wand- und Pulttafeln auf der Warte ist einheitlich vorzunehmen. Hierzu ist ein einheitliches Anlagenkennzeichnungssystem anzuwenden. Schriftfelder sollten gut lesbar, den Komponentensymbolen eindeutig zugeordnet sein (Kap. 7.6.8)
14. Vergleich der Anforderungen für wiederkehrende Prüfungen (Werkstoff- und Funktionsprüfungen) zwischen den Prüfprogrammen der UdSSR, DDR und BRD (SU)

- Druckführende Umschließung

1. Die Reaktordruckbehälter der Blöcke 2 und 3 sind vor Wiederinbetriebnahme einer Wärmebehandlung zur weitgehenden Wiederher-

stellung der Zähigkeitseigenschaften zu unterziehen (Kap. 4.1.2)

2. Bei Schalthandlungen zur Ortung eines Lecks im Primärkreislauf kann der Fall eintreten, daß die Notkühlung nur in drei benachbarten Schleifen eingespeist wird. Die Berechnung dieses Lastfalls für den Reaktordruckbehälter ist zu ergänzen und zur Prüfung vorzulegen (Kap. 4.2)
3. Das Verschleißkriterium für geschädigte Dampferzeugerheizrohre ist neu festzulegen, neben der Fehlertiefe ist auch die Fehlerlänge zu berücksichtigen. Festlegungen zur Leckrate sind zu ergänzen (Kap. 4.3)
4. Die Möglichkeit und Folgen von Leckereignissen und ihren Folgen an den Frischdampf- und Speisewasserleitungen sowie an den in diesen Systemen befindlichen Behältern sind zu analysieren (Kap. 4.3)

- Brandschutz

• Brandfrüherkennung

1. Folgende Anlagenbereiche sind zur Früherkennung von Brandgefahren in kurzfristigen Abständen (mindestens zweimal pro Schicht) zu begehen: Elektrotechnische Betriebsräume (E 103, E 105, E 107, E 108, E 113, E 114); Kabelschächte und Kabeltrassen, Maschinenhaus, Stützenreihe "B" auf -3.60 m, B 003, A 008; Kabeltrassen im Maschinenhaus (Kap. 8.2)
2. In den Ölversorgungsbereichen der Turbosätze und der Speisewasserpumpen sowie in den Räumen der elektrischen Hauptverteilungen AEHV, AEGHV sind automatische Brandmeldeanlagen zu installieren (Kap. 8.2)
3. Die Druckabfallverriegelung im Wasserstoffsystem des Generators ist zu prüfen und ggf. zu ertüchtigen (Kap. 8.2)

• Passiver Brandschutz

4. Brandschotts in Kabelschächten besitzen nicht den erforderlichen Feuerwiderstand 90 und sind deshalb durch geeignete Maßnahmen zu ertüchtigen (Kap. 8.2)
5. In allen anderen Bereichen sind die Brandschotts einer unverzüglichen Bewertung zu unterziehen und dort, wo der Feuerwiderstand 90 nicht erreicht wird, sind Maßnahmen zur Feuerwiderstandserhöhung (im Rahmen der Kategorie II) zu ergreifen. Besondere Aufmerksamkeit ist den Schotts unter Schaltanlagen und im Kabelboden zu widmen (Kap. 8.2)
6. Die Flansche der Öldruckleitungen im Speisewasserbereich sind mit Kappen zu sichern, so daß bei Ölleckagen in diesen Bereichen ein unkontrolliertes Spritzen von Öl verhindert wird (Kap. 8.2)
7. Um die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Ölbrandes im Turbinenbereich zu reduzieren, sind Maßnahmen zu treffen, die ein Eindringen von Lecköl aus den Turbinenwellenlagern in Isolierungen und in den unterhalb der Turbine angeordneten Kabelkanal verhindern (Kap. 8.2)
8. Es sind die Leistungs- und Steuerkabelzuführungen zu den Havariepeisewasserpumpen im Bereich des Maschinenhauses gegen Brandeinwirkungen auf die Kabeltrasse mit einem Feuerwiderstand mindestens 30 zu schützen. Kurzschlüsse, die zur Entzündung der Kabel selbst führen können, sind durch eine selektive Absicherung zu verhindern (Kap. 8.2)
9. Als Ergebnis der systemtechnischen Bewertung wurde die Verbesserung der räumlichen Trennung bestimmter sicherheitsrelevanter redundanter Systeme und ihrer Kabelverbindungen grundsätzlich gefordert. Als kurzfristige Maßnahme wird die brandschutztechnische Trennung der gesicherten Gleichstromversorgung als notwendig erachtet. Die dafür notwendigen brandschutztechnischen Maßnahmen sind aus einer Detailbewertung vor Ort abzuleiten (Kap. 8.2)

- Brandbekämpfung

10. Es ist eine Prüfung der Abnahmeparameter (z.B. Förderhöhen) des Löschwassernetzes nach TGL 10685 vorzunehmen. Bei Abweichungen von der TGL 10685 sind Nachrüstungen vorzunehmen (Kap. 8.2)
11. Es ist sicherzustellen, daß ein brandbedingter Ausfall der Stromversorgung aller Pumpen des gemeinsamen Trink-, Brauch- und Feuerlöschwassernetzes nicht eintreten kann; gegebenenfalls ist eine entsprechende leistungsfähige Versorgungsmöglichkeit für dieses Wassernetz vorzusehen (Kap. 8.2)
12. Durch Schutzmaßnahmen gegen den unbefugten Zutritt zum Kabelboden und durch administrative und betriebliche Maßnahmen zur mobilen Brandlöschung, z. B. Bereithaltung spezieller mobiler Löschgeräte vor Ort, sind die Eintrittswahrscheinlichkeit für einen Brand und die Auswirkungen eines Brandes im Kabelboden- (E 102) zu verringern (Kap. 8.2)
13. In den Ölversorgungsbereichen der Turbosätze und der Speisewasserpumpen sind Sprühwasseranlagen zu installieren (Kap. 8.2)
14. Es ist für alle Räume, in denen Wasser als Löschmittel vorgesehen ist (ortsfeste Anlagen sowie mobile Brandbekämpfung), sicherzustellen, daß durch Spritzwasser und die anfallende Löschwassermenge keine Folgeausfälle an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen in benachbarten Bereichen auftreten können (Kap. 8.2)

- Kategorie II

- Verfahrenstechnik

1. Installation eines schnell wirkenden System zur Borvergiftung (abhängig von ATWS-Analysen) (Kap. 7.6.1)
2. Verzicht auf geschlossene Motorarmaturen, die im Anforderungsfall öffnen müssen. Dabei ist zu beachten, daß die Sicherheit gegen Leckagen aus dem Primärkreis nicht beeinträchtigt wird (Kap. 7.6.2)

3. Bereitstellung einer Gebäudeentwässerungspumpe für den Notkühl-pumpenraum mit Ortung der Lecklage hinsichtlich Herkunft des Leckwassers (Technisch-Wasser oder Notkühlwasser) (Kap. 7.6.2)
4. Umstellung der Kühlung von mindestens 2 Reservetransformatoren auf Luftkühlung (Kap. 7.6.7)
5. Einbeziehung anderer Wasserreserven wie Fernwärmeleitung, Trink-, Brauch- und Feuerlöschwassernetz zur Speisewasserver-sorgung im Notfall (Kap. 7.6.3)
6. Verbesserung der Batterieraumlüftung zur Reduzierung der Raum-temperatur (Kap. 7.6.7)
7. Optimierung der Speisewasserregelventile sowie der Speisewas-serregelung (Kap. 9.3.3)
8. Umrüstung von örtlich betätigten Armaturen in von der Blockwar-te fernsteuerbare Armaturen zur besseren Absperrung von Lecks im 2. Kreislauf (Umfang und Ausführungsart sind zu untersuchen) (Kap. 9.3.6)
9. Maßnahmen zur Verkürzung der Schließzeiten der Lüftungsarmatu-ren (vor allem der Abluftklappe der Anlage W-4, NW 1000) sind zu ergreifen (Kap.6.5.1)
10. Die Dichtheitsprüfungen des DRS wurden bisher nur mit einem Prüfdruck von 1,25 bar durchgeführt. Zur Klärung der Druckabh-hängigkeit der Leckrate sollten zumindest an einem Block Dicht-heitsprüfungen bei maximal zulässigem Prüfdruck erfolgen. (Kap. 6.5.1; SU)
11. Für die Funktionsfähigkeit der Ex-Klappen des DRS ist eine aus-reichende Zuverlässigkeit nachzuweisen (Kap. 6.5.1)
12. Die Dichtheit und Belastbarkeit der Durchführungen durch die Wände des DRS (z.B. der Kabelversatzteile) sollte bei Ausle-gungsdruck und Auslegungstemperatur überprüft werden (Kap. 6.5.1)
13. Es ist der Nachweis zu führen, daß die langzeitige Nachwärme-abfuhr aus dem DRS über einen Sprinklerkühler gewährleistet ist. Andernfalls ist die Redundanz der Kühler zu erhöhen (Kap. 6.5.1)

14. Erweiterung des Auslegungs-Leckstörfalls auf den Abriß der größten Anschlußleitung unter Berücksichtigung von TSA und Einzelfehler; für den kurzfristigen Weiterbetrieb ist nachzuweisen, daß unter "best-estimate"-Bedingungen keine Überschreitung des zweiten Projektgrenzwertes gemäß OPB-82 bei Lecks bis zum Abriß der größten Anschlußleitung auftritt (Kap. 5.6)

- Leittechnik

1. Einsatz eines Leistungsdichteverteilungs-Überwachungssystems unter Einbeziehung einer Incore-Instrumentierung (Signalisierung DNB) und des instandgesetzten Kassettenaustrittstemperatur-Meßsystems (Kap. 7.6.6; SU)
2. Installation kontinuierlich messender Borsäuremeßgeräte (Kap. 9.3.8)
3. Es ist zu prüfen, ob die administrativen Maßnahmen zur Gewährleistung einer ausreichenden Zahl von auslaufgesicherten Hauptumwälzpumpen ("Tabelle der zulässigen Reaktorleistung") durch elektrische Verriegelungen zu ersetzen sind (Kap. 7.6.6; 9.3.7)
4. Der Abschnitt zwischen Erst- und Zweitabspernung von Anschlußleitungen an den PKL die mit Motorarmaturen ausgerüstet sind, ist auf Leckagen der Erstabspernung zu überwachen (Kap. 7.6.6)
5. Reduzierung der Aggregateschutzkriterien der Notstromdiesel-Aggregate, die im Anforderungsfall zu einer Abschaltung des Aggregates führen (Kap. 7.6.7)
6. Einführung des HS 3-Kriteriums "Aktivität in Frischdampfleitung hoch" (Kap. 5.6)

- Elektrotechnik

1. Verbesserung der Erdschlußerkennung und Erdschlußlokalisierung im Gleichstromnetz (Kap. 7.6.7; 9.3.10)
2. Überprüfung auf ausreichenden Schutzgrad für elektrische Einrichtungen (Motoren, Unterverteilungen, Geber) im Maschinenhaus (Kap. 8.2.2; 9.3.6)
3. Einrichtung einer Batterieladekreis-Überwachung (Kap. 7.6.7)

4. Nachrüstung von Synchronisierungseinrichtungen für die Dieseleratorschalter (Kap. 7.6.7)
  - Betriebsführung, administrative Maßnahme
    1. Fachkundeprüfung des Wartenpersonals unter Anwesenheit der Genehmigungsbehörde, ggf. unter Hinzuziehung unabhängiger Sachverständiger (Kap. 7.6.8)
    2. Die Stellungsüberwachung der Handabsperrearmaturen in Anschlußleitungen von Niederdrucksystemen an den Primärkreislauf ist sicher zu gestalten (z. B. durch Schlüsselsystem) (Kap. 7.6.8)
    3. Überarbeitung der Betriebsvorschriften im Hinblick auf eindeutige Regelungen für alle betrieblichen Handlungen (Kap. 9.3.8)
    4. Verbesserung der systematischen Auswertung von Betriebserfahrungen mit Erfahrungsrückfluß (Kap. 9.3.8)
  - Druckführende Umschließung
    1. Für den Betrieb der Reaktordruckbehälter aller Blöcke wird grundsätzlich der Einsatz von Abschirmkassetten empfohlen (Kap. 4.3)
    2. Für den Betrieb der Reaktordruckbehälter aller Blöcke ist der Sicherheitsgewinn durch Umbindung der Havarieborespeisung in die heiße Schleife zu analysieren (Kap. 4.1.3; 7.6.2)
    3. Die den Sicherheitsnachweisen zugrundegelegten Lastfälle für den Reaktordruckbehälter und andere Komponenten sind gemäß spezifizierten Anforderungen zu ergänzen (Kap. 4.1; 4.2)
    4. Zur Präzisierung der instationären zyklischen Temperaturbelastung
      - an der Sprühleitung des DH-Einspritzblocks und
      - den Anschlußleitungen NW 200 des DH an den PKL (Medien-schub und ggf. Temperaturschichtung)sind geeignete Meßprogramme durchzuführen (Kap. 4.2)

5. Zur Ergänzung der Auslegungsberechnungen sind an
    - den Primärkreislauf
    - der Frischdampfrohrleitung und
    - der SpeisewasserrohrleitungVerschiebungsmessungen durchzuführen (Kap. 4.2)
  6. Die Bedingungen zur Durchführung von Dichtheitsprüfungen auf hohem Druckniveau und bei Temperaturen größer 100 °C sind zu überprüfen (Kap. 4.3)
  7. Es sind Analysen zu Auswirkungen von Störfällen bei der Druckprobe einschließlich möglicher Folgeschadensereignisse an benachbarten Anlagen vorzulegen (Kap. 4.3)
  8. Die Oberflächenrißprüfungen an den inneren Oberflächen sind durchzuführen, um ergänzende Aussagen für die Nennweiten NW 100 und NW 200 sowie zu den Ultraschallbefunden am PKL zu erhalten (Kap. 4.3)
  9. Für die Leck-vor-Bruch-Nachweise sind abdeckende Lastfälle festzulegen z.B. Einbeziehung von Schließen der Hauptabsperrschieber etc. (Kap. 4.3)
  10. Es ist zu prüfen, ob die Korrosionsprobleme an DE-Heizrohren, Rohrleitungen und Behältern durch dichte Kondensatoren und veränderte Wasserchemie zu lösen sind (Kap. 4.3)
- Brandschutz
- Brandfrüherkennung
1. Um eine flächendeckende automatische Brandmeldung in allen Räumen mit Brandlasten aufzubauen, ist die Nachrüstung in folgenden Anlagenbereichen notwendig: Elektrotechnische Betriebsräume (E 103, E 105, E 107, E 108, E 113, E 114); Kabelschächte und Kabeltrassen in den Räumen, bzw. Raumbereichen Maschinenhaus Stützenreihe "B" auf -3.60 m, B00 3, A00 8; Kabeltrassen im Maschinenhaus (Kap. 8.2)
  2. Für alle Bereiche ist auch eine Handauslösung vorzusehen (Kap. 8.2)
  3. Die Möglichkeit des Einsatzes von Wasserstoffdetektoren im Maschinenhaus ist zu prüfen (Kap. 8.2)

• Passiver Brandschutz

4. Zur Verhinderung der Brandausbreitung in elektrischen Betriebsräumen sind die dort vorhandenen, nicht feuerbeständigen Stahl-türen durch qualifizierte Brandschutztüren zu ersetzen (Kap. 8.2)
5. In allen Bereichen, in denen die Brandschotts nach der durchge-führten Bewertung den Feuerwiderstand 90 nicht erreichen, sind Maßnahmen zur Feuerwiderstandserhöhung zu ergreifen. Besondere Aufmerksamkeit ist den Schotts unter Schaltanlagen und im Kabel-boden zu widmen (Kap. 8.2)
6. Die Kabeltrasse entlang der Stützenreihe "B" auf Kote - 3,6 m im Maschinenhaus ist in brand- und dampfgefährdeten Abschnitten (mindestens im Bereich der Speisewasserbühnen und der Hoch-druckvorwärmer) gegen Ölbrand und Dampfeinwirkung zu schützen (Kap. 8.2)
7. Um die Hitzeausbreitung im Maschinenhaus bei Ölbränden auf den Bereich eines Blockes zu beschränken, sind Rauch- und Wärmeab-zugsmöglichkeiten und dazu notwendige Schutzmaßnahmen im Dach-binderbereich zu realisieren (Kap. 8.2)
8. Der Schutz der sicherheitsrelevanten Anlagen (Frischdampf- und Speisewasserleitungen, Havariespeisewasserpumpen) im Maschinen-haus sowie der Schutz der angrenzenden Kabelböden im Mittelbau ist hinsichtlich der Auswirkungen eines Großbrandes im Maschi-nenhaus bzw. einer H<sub>2</sub>-Explosion am Generator weiter zu unter-suchen. Hierbei sind auch Folgeereignisse, wie Dachbinderab-sturz, zu berücksichtigen (Kap. 8.2)
9. Hinsichtlich der Entzündungsmöglichkeiten von Kabeln ist im wei-teren im Rahmen der systemtechnischen Untersuchung grundsätz-lich zu prüfen, ob Kurzschlußströme in Leistungskabeln insbe-sondere solche, die durch Brandschottungen führen) hinreichend sicher ausgeschlossen werden können (Kap. 8.2)

• Brandbekämpfung

10. Um eine schnelle und sichere Brandbekämpfung in allen Räumen mit hohen Brandlasten zu erreichen, ist die Nachrüstung von Sprühwasseranlagen in folgenden Anlagenbereichen notwendig:

Kabelschächte und Kabeltrassen (AEGHV, Maschinenhaus, E 102, E 104) (Kap. 8.2)

11. Die Notstromversorgung der Pumpen des gemeinsamen Trink-, Brauch- und Feuerlöschwassernetzes ist leistungsbilanzmäßig zu gewährleisten (Kap. 8.2)
12. Aufgrund der besonderen sicherheitstechnischen Bedeutung des Kabelbodens wird die Installation einer ortsfesten Gaslöschanlage als notwendig erachtet (Kap. 8.2)

- Überflutungsschutz

1. Für das mögliche Eindringen von Wasser in den Reaktorschacht mit äußerer Benetzung des Reaktordruckbehälters sind weitere Untersuchungen durchzuführen und gegebenenfalls wirksame Gegenmaßnahmen auszuarbeiten (Kap. 8.3)

• Kategorie III

- Verfahrenstechnik

1. Verbesserung der Kapazität, des Redundanzgrades und der räumlichen Trennung der Notkühl- und Sprinklereinrichtungen (Druckspeicher, Niederdruck- und Hochdrucksysteme, zweiter Sumpfabfluß) (Kap. 6.5.2; 7.6.2)
2. Verbesserung der Kapazität, des Redundanzgrades und der räumlichen Trennung der Einrichtungen zur Notspeisung und Frischdampfabgabe sowie der erforderlichen Hilfssysteme (Kap. 7.6.3; 9.3.2; 9.3.6)
3. Verbesserung des Redundanzgrades und der räumlichen Trennung von Technisch-Wasser-System und ZKKL-KKW (Kap. 7.6.4)
4. Anpassung der Hilfssysteme der Dieselaggregate an die Redundanz und Schaltung der Hauptaggregate (Kap. 7.6.7)
5. Verringerung von Erosionskorrosion im 2. Kreislauf, u.a. durch optimierte Rohrleitungsführung; Verhinderung von Rohrleitungsversagen durch optimierte WKP (Kap. 9.3.6)

6. Die Isolationsarmaturen für Rohrleitungen, die mit dem PKL in Verbindung stehen und das DRS durchdringen, sind redundant auszuführen (Kap. 6.5.2)
7. Nach Störfällen mit Kühlmittelverlust muß die Bildung brennbarer Gasgemische (Wasserstoff) im DRS verhindert werden. Untersuchungen zur Begrenzung lokaler Wasserstoff-Konzentrationen sollten durchgeführt und notwendige Rekonstruktions-Maßnahmen realisiert werden (Kap. 6.5.2)
8. Im Rahmen einer umfassenden Rekonstruktion ist die ausreichende Notkühlung (kein Überschreiten von Interventionswerten für Evakuierung) für den doppelendigen Abriß einer Hauptkühlmittelleitung nachzuweisen (Kap. 5.6)
9. Doppelabsperungen aller Lüftungsleitungen mit schnellschließenden Klappen (Kap. 7.6.5)

- Leittechnik

1. Ersatz der vorhandenen Leittechnik unter Beachtung der geltenden Regeln und Richtlinien (Kap. 7.6.6; 9.3.9; 9.3.12)
2. Entriegelungsschalter sind aus der Blockwarte zu entfernen. Notwendige Entriegelungen sind, wenn möglich, zu automatisieren (Anfahrverriegelung) (Kap. 9.3.9)

- Elektrotechnik

1. Prüfung von Verbesserungsmöglichkeiten bei der netzseitigen Versorgung hinsichtlich funktioneller und räumlicher Unabhängigkeit (Einbindung in das Verbundnetz, Haupt- und Reservenetzanschlüsse, unabhängige netzseitige Stromversorgung für den Notstromfall, Netzkupplung zwischen dem 380 kV- und dem 220 kV-Netz) (Kap. 7.6.7)
2. Verbesserung der Kapazität, des Redundanzgrades und der räumlichen Trennung des Notstromsystems (Kap. 7.6.7)

- Betriebsführung, administrative Maßnahmen

1. Überarbeitung aller Betriebsvorschriften (Kap. 9.3.8)
2. Konsequente Anwendung ergonomischer Gesichtspunkte im Rahmen der Rekonstruktion der Leittechnik (Kap.7.6.8)
3. Anpassung des bestehenden Trainingssimulators auf die spezifischen Gegebenheiten des Reaktortyps WWER-440/W-230 insbesondere für das Störfalltraining (Kap. 7.6.8)

- Bauwerke

1. Überprüfung, ob eine Trennung der Maschinenhäuser möglich ist (Kap. 9.3.6)
2. Analyse der dynamischen Beanspruchungen des DRS und darin installierter Sicherheitssysteme (Druckwellen, Strahlkräfte, fliegende Bruchstücke u.a.) sowie möglicher Folgeschäden beim Abriß von Anschlußleitungen bis NW 200 (2F); Realisierung erforderlicher Rekonstruktionsmaßnahmen (Kap. 6.5.2)
3. Für ein erweiteres Störfallspektrum bis hin zum Abriß einer Leitung NW 200 (2F) ist die erforderliche Dichtheit des DRS nachzuweisen. Erforderliche Maßnahmen zur Erhöhung der Dichtheit sind durchzuführen (Kap. 6.5.2)
4. Zur Beherrschung eines erweiterten Störfallspektrums (Leck > NW 32) ist die Funktion des DRS - schnelle Druckentlastung verbunden mit sicherem, frühzeitigem Schließen von Entlastungsklappen - zu gewährleisten. Erforderliche Maßnahmen im Bereich der Ex-Klappen sind vorzubereiten und durchzuführen (Kap. 6.5.2)

- Druckführende Umschließung

Maßnahmen der Kategorie III sind noch nicht analysiert.

- Brand- und Überflutungsschutz

1. Aufgrund nicht veränderbarer baulicher und anlagentechnischer Gegebenheiten ist unter dem Gesichtspunkt übergreifender Einwirkungen dem Aufbau eines separaten, brandschutztechnisch dem

heutigen Sicherheitsstandard entsprechenden Notstandssysteme (Havarie-Speisewasserversorgung, Technisch-Wasser-System, gegebenenfalls sicherheitstechnisch wichtige Notkühlfunktionen, Notwarte, Reaktorschutz mit Leittechnik, Energieversorgung) in einem eigenen Gebäude den Vorrang zu geben. Dieses System ist an geeigneter Stelle so in die vorhandene Anlage einzubinden, daß sich die brandschutztechnische Nachrüstung im vorhandenen Gebäude auf wenige Raumbereiche beschränken läßt (Kap. 8.4)

### 10.3 Weiterführung der Untersuchungen

Beim gegenwärtigen Stand der Arbeiten kann noch keine abschließende Bewertung aller Sicherheitsfragen des KKW Greifswald, Blöcke 1-4 vorgenommen werden. Zu einer Reihe von Einzelfragen ist die Prüfung weiterer Unterlagen erforderlich. Verschiedene Probleme und Themenbereiche konnten aus Zeitgründen noch nicht behandelt werden. Dies betrifft z.B. Untersuchungen zur Festigkeitsbeurteilung sicherheitsrelevanter Gebäudestrukturen. Außerdem sind ergänzende Untersuchungen zum Werkstoffverhalten, anlagendynamische Analysen zur Wirksamkeit von Sicherheitssystemen und weitergehende Auswertungen vorliegender Betriebserfahrungen erforderlich.

Untersuchungen sollen in einem gemeinsamen GRS-SAAS-Arbeitsprogramm unter Einbeziehung sowjetischer und französischer Experten durchgeführt werden.

Das Ziel der weiterführenden Untersuchungen besteht darin, die Umsetzung der in die Kategorien I und II eingeordneten Maßnahmen zu verfolgen bzw. die Maßnahmen weiter zu spezifizieren. Darüber hinaus sind mit diesen Untersuchungen die in Kategorie III genannten Maßnahmen zu ergänzen und zu vervollständigen und das mit ihnen zu erreichende Sicherheitsniveau zu bewerten.

## ANHANG 1

Stellungnahme der sowjetischen Experten  
zum  
Zweiten Zwischenbericht zur Sicherheitsbeurteilung  
des Kernkraftwerkes Greifswald  
Blöcke 1-4 (WWR-440/W-230)

Stellungnahme der sowjetischen Experten zum "Zweiten Zwischenbericht zur Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Blöcke 1-4 (WWER-440/W-230)

---

Die zur Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald Blöcke 1-4 durchgeführten Untersuchungen sind in verschiedenen Arbeitssitzungen auch mit sowjetischen und französischen Experten beraten worden. Ausführliche Diskussionen fanden vor allem am 3. und 4. Mai 1990 in Berlin und am 22. und 23. Mai 1990 in Moskau mit sowjetischen Fachleuten, Vertretern des Ministeriums für Atomenergieindustrie, des Kurchatov Instituts, des Projektanten und des Anlagenherstellers statt. Dabei sind von sowjetischer Seite Stellungnahmen zu den Untersuchungen und ihren Ergebnissen ausgearbeitet worden, die in den gemeinsamen Sitzungen eingehend erörtert worden sind.

Im folgenden werden die Stellungnahmen der sowjetischen Experten zum zweiten Zwischenbericht, die Stellungnahmen zu den Fachkapiteln, Kap. 4-9, und zur Zusammenfassung des Berichts, Kap. 10, wiedergegeben.

- Stellungnahme zu Kapitel 4

Beurteilung der druckführenden Komponenten des Primär- und Sekundärkreislaufs

Aus dem vorliegenden Material ist ersichtlich, daß eine wesentliche Arbeit zur Analyse des Zustandes der Ausrüstung und der Werkstoffe des 1. und des 2. Kreislaufes geleistet wurde. Die Einschätzung ist objektiv und betrachtet die Fragen im Detail.

Die im Bericht angeführten Bemerkungen und noch zu untersuchenden Probleme zeugen vom Wunsch der Spezialisten der BRD und DDR die Betriebsparameter der Ausrüstung zu verbessern, um die Sicherheit weiter zu erhöhen.

Die sowjetischen Spezialisten billigen alle in der genannten Richtung genannten Maßnahmen und sind bereit, an den entsprechenden Programmen und Untersuchungen teilzunehmen.

Es gibt keine prinzipiellen Einwände zu diesem Material.

Es existieren einige Bemerkungen, Präzisierungen und Erklärungen.

1. Blatt ... Es ist der Satz hinzuzufügen: Diese Information wurde gewonnen aus den Resultaten der Untersuchung der Einhängeproben aus den Reaktoren des KKW Loviisa, des 2. Blockes des armenischen KKW, der Blöcke 3 und 4 des KKW Kola und der Blöcke 1-2 des KKW Rovensk.

2. Blatt ... Pkt. 4.1.2.

Zu den gegenwärtig existierenden Daten des Einflusses des Glühens auf die Wiederherstellung der Eigenschaften werden ebenfalls die Ergebnisse der Untersuchungen der aus den Blöcken 1 und 2 des KKW Nord geschnittenen Proben herangezogen.

3. Blatt ... Punkt 4.3. ist zu ergänzen: Was die Reaktordruckbehälter der Blöcke 1-4 betrifft, so wird der sichere Betrieb des Reaktordruckbehälters nach Durchführung der Maßnahmen, einschließlich des Glühens der Behälter, gemäß dem empfohlenen Verfahren, auch über die projektierte Lebensdauer hinaus gewährleistet sein.

Nach Meinung der sowjetischen Spezialisten besteht keine Notwendigkeit für die Durchführung des Glühens des 3. Blockes bis zum Ende der Kampagne 1990.

4. Bild 4-7 ist durch Abb.1 aus den "Vorschlägen und Ergänzungen zum "Ersten Zwischenbericht zur Sicherheitseinschätzung des KKW Greifswald" Blöcke 1-4 (WWER-440,W-230), Köln, 15.2.90" zu ersetzen.

5. Blatt ... Pkt. 4.1.2. Die sowjetischen Spezialisten halten die Durchführung der Probenahme des Metalls aus der Naht des Druckbehälters des Blockes 3 des KKW Nord mit Verletzung der Plattierung und folgender Instandsetzung für unzweckmäßig, da die gegenwärtig durchgeführten Analysen die errechneten Werte der chemischen Zusammensetzung der Proben aus unplattierten Druckbehältern mit ausreichender Genauigkeit bestätigten.

6. Blatt ... Pkt. 4.1.5. Das von der Norm abweichende Arbeitsregime wurde durch wesentlichen Eintrag von Seewasser in den technologischen Kondensator in Verbindung mit Sauerstoff bedingt. Die Beseitigung dieses Hauptmangels zusammen mit anderen festgestellten Mängeln führte zur Senkung der Korrosion.

- Stellungnahme zu Kapitel 5

Störfallanalyse

Die sowjetischen Spezialisten stellen den großen Arbeitsumfang fest, der von der Arbeitsgruppe "Störfallanalyse" zur Systematisierung der gegenwärtig in der UDSSR und DDR durchgeführten Berechnungen verschiedener Auslegungstörfälle und auslegungsüberschreitender Störfälle geleistet wurde. Es sind ebenfalls die Maßnahmen zu begrüßen, die für 1990 und später bezüglich der Durchführung präzisierter Berechnungen mit dem Programm ATHLET vorgeschlagen werden sowie die entsprechenden Arbeiten zur Verifikation der Rechenprogramme für den WWER. Die sowjetischen Spezialisten bedauern, daß sie nicht an allen in der Arbeitsgruppe durchgeführten Diskussionen teilnehmen konnten, was einem tieferen Verständnis der Positionen der Seiten hätte dienen können.

Zu den vorgestellten Materialien wäre eine Reihe von Bemerkungen, Vorschläge und Erklärungen zu machen.

1. Blatt ... "Dampfleck NW 90".

Unserer Meinung nach wäre zur Kühlung der Spaltzone in diesem Fall der Betrieb von zwei Pumpen ausreichend. Deshalb sind die Berechnungen fortzusetzen und die Temperaturbedingungen der Brennelemente zu bestimmen.

2. Blatt ... Pkt. 5.1.3. Erster Absatz.

Es sind Erklärungen nötig, wie bei Störfällen mit Kühlmittelverlust des zweiten Kreislaufes nach der Kühlung und Einschaltung der Notkühlpumpen ein Ansprechen der Sicherheitsventile des Druckhalters möglich ist.

3. Blatt ... "Abriß der Frischdampfleitung in der DE-Box".

Bei Ansprechen der Verriegelung 6.4.19 wird nur die HUP der betroffenen Schleife abgeschaltet und nicht alle HUP, wie es im Text heißt. Unverständlich ist die Reihenfolge der Ereignisse, die zum Öffnen des SV des DH führt. Nach unseren Vorstellungen beginnen in diesem Prozeß zuerst die BRU-A zu öffnen und bei ihrem Ausfall das SV des DE.

4. Blatt ... "Bruch des Speisewassersammlers bzw. Ausfall aller Speisewasserpumpen"

Der Störfall wird in der Auslegung nicht berücksichtigt. Der Prozeß, der zu einer Beschädigung der BE führt, ist nicht beschrieben. Es ist möglich, daß dieser Störfall bei vorhandenen Verriegelungen beherrscht wird. Unabhängig davon unterstützen die sowjetischen Spezialisten die Einführung einer Verriegelung für das Ansprechen des Havarieschutzes "DE-Füllstand tief".

5. Blatt ... "Bruch der Speisewasserleitung zwischen DE und Rückschlagventil".

Eine Erhöhung der Sicherheit der Blöcke bei diesem Störfall kann ebenfalls durch ein zusätzliches Notspeisewassersystem oder durch Abtrennung des Speisewasserbehälters mittels Verriegelung erreicht werden. Um ein fehlerhaftes Ansprechen des Havarieschutzes zu vermeiden, wird zur Reaktorschnellabschaltung die Anregung "DE-Füllstand tief" in mehr als einem Dampferzeuger für erforderlich gehalten.

Das Zusammenlegen der Ansprechwerte für das Sprinklersystem und die Reaktorschnellabschaltung bei Druckerhöhung in den Boxen halten wir ebenfalls für zweckmäßig, gfs. bei einem niedrigeren Wert.

6. Allgemeine Bemerkung zum Abschnitt 5.1.

Ein erfolgreicher Verlauf eines Störfalls wird mit den Worten überwunden, kompensiert, beherrscht usw. charakterisiert. Unserer Meinung nach ist zu präzisieren, daß hierbei das Verhältnis zum Grad der Beschädigung der BE gemeint ist.

Es sind folgende Kriterien möglich:

- Nichterreichen der Siedekrise im maximal belasteten BE mit einer Wahrscheinlichkeit von 95 %
- Gewährleistung der Dichtheit der BE, d.h. BE-Hüllentemperatur  $\leq 600^\circ$
- Verhindern solcher Kernschäden, die seine Entladung behindern (Einhaltung des zweiten Projektgrenzwertes im Sinne der OPB 82).

7. Die Blätter ... Ergänzungen zum 35-Punkte-Programm.

Die Diskussion über Maßnahmen zur Ertüchtigung und Rekonstruktion. Im KKW-Projekt mit W-230 war die Entstehung der Siedekrise in der Spaltzone an der Oberfläche des maximal belasteten BE bei Auslegungsstörfällen nicht zugelassen. In den heutigen, in der UdSSR gültigen Normen (OPB82) wird beim maximalen Auslegungsstörfall der zweite Projektgrenzwert zugelassen (1200 °C an der BE-Hülle u.a.).

Unter Berücksichtigung dieses Kriteriums ließe sich als maximaler Auslegungstörfall für W-230 der Abriß einer Rohrleitung NW 100 annehmen.

In der UdSSR erfolgten Untersuchungen zur Wahrscheinlichkeit eines spontanen Bruches von Rohrleitungen mit großem Durchmesser (NW 200, NW 500), die aus Austenit bestehen, für die Blöcke W-230 des KKW in Armenien und KKW Kola.

Bei rechtzeitiger Durchführung der Wasserdruckprüfungen, planmäßigen Revisionen und bei Nichtüberschreitung der vorgegebenen Zyklen für normales Abfahren und Reaktorschnellabschaltung überschreitet diese Wahrscheinlichkeit nicht  $10^{-6}$  /Reaktorjahr.

Geht man von den internationalen Empfehlungen aus (s. Safety Series 75-INSAG-3, IAEA, 1988, S.9), sollte für in Betrieb befindliche KKW die Kernschmelzhäufigkeit kleiner als  $10^{-4}$ /Reaktorjahr sein. Dabei ist der Anteil von Brüchen der Rohrleitungen NW 200 und NW 500 für den o.g. Wert bei Reaktoren W-230 verschwindend gering. Davon ausgehend sind wir der Meinung, daß als maximaler Auslegungstörfall nach Rekonstruktion nur Brüche  $\leq$  NW 200 anzunehmen sind. Für eine endgültige Festlegung des maximalen Auslegungstörfalls sind Fachleute für Materialkunde hinzuzuziehen.

Eine Verringerung der Leistung der Blöcke oder der Stillstand eines Blockes mit dem Ziel der Verwendung seiner Systeme für den Nachbarblock halten wir für unzweckmäßig. Die Reaktoren WWER-440 arbeiten sehr stabil und zuverlässig bei Nennleistung. Ein Betrieb mit 50 % Leistung wird unvermeidlich zu einer großen Anzahl von Ausfällen und einer Abnahme der Anlagenzuverlässigkeit führen. Die Verwendung von Systemen anderer Blöcke ist bezüglich der Sicherheit auch ohne Stillstand der Nachbarblöcke möglich. Die Frage der Erhöhung der Zuverlässigkeit der Notkühlung bis 1992 muß unserer Meinung nach im Rahmen des 35-Punkte-Programms des SAAS gelöst werden.

Wenn notwendig, kann ein Austausch der Pumpen EP 50 durch ZP 65 vorgesehen werden. Es wird ebenfalls die Untersuchung der Möglichkeit der Nutzung der existierenden ND-Pumpen für die Notkühlung der Spaltzone unterstützt.

- Stellungnahme zu Kapitel 6

Das Druckraumsystem als Sicherheitseinschluß

Aus dem vorgelegten Material ist ersichtlich, daß seitens der Arbeitsgruppe zur Einschätzung der Richtigkeit der angenommenen Konzeption der Projektierung eines Lokalisierungssystems, zur Analyse des Betriebes der Systeme und Ausrüstungen unter den Bedingungen von Auslegungs- und einigen auslegungsüberschreitenden Störfällen große Arbeit geleistet wurde.

Die von der Gruppe vorgesehenen Maßnahmen und Untersuchungen werden zur weiteren Erhöhung der Sicherheit des Betriebes der Blöcke beitragen.

Die sowjetischen Spezialisten unterstützen als vorrangige Maßnahmen: Erhöhung der Zuverlässigkeit der Lokalisierungsarmaturen und der Schnellschlußventile und Maßnahmen zur Erhöhung der Dichtheit der Druckräume.

Für die Vorbereitung der Rekonstruktion halten wir die Erweiterung des Störfallspektrums bis zum Leck NW 200 mit zweiseitigem Ausfluß (2 F) für äußerst nützlich. Das ermöglicht die Ableitung von Forderungen an das Notkühlsystem und an das Sprinklersystem.

Außerdem sind zu den vorgelegten Materialien folgende Vorschläge und Bemerkungen zu machen:

1. Zur Realisierung der Arbeiten des Punktes 6.5.1.c), e) ist es notwendig, gemeinsam mit den Konstrukteuren eine detaillierte Betrachtung des Versuchsregimes in Bezug auf die Arbeitsfähigkeit der Ausrüstung und des Zustandes der Durchführungen bei einem Druck größer 1,25 bar durchzuführen sowie eine kontrollierte Anhebung der Parameter zu gewährleisten.

Die Überprüfung des Zustandes der Durchführungen durch das Druckraumsystem kann an den laufenden Blöcken nicht bei Auslegungsdruck und -temperatur erfolgen. Solche Untersuchungen erfolgen gewöhnlich an Prüfständen.

Die sowjetischen Spezialisten sind bereit, an den geplanten Prüfungen der Ausrüstungen des Druckraumsystems, den komplexen Berechnungsanalysen, einschließlich der radiologischen Berechnungen für Kühlmittelverluststörfälle und an der Diskussion der Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit der Blöcke gemäß den Ergebnissen dieser Berechnungen teilzunehmen.

- Stellungnahme zu Kapitel 7

Systemtechnik

Die sowjetischen Spezialisten stellen fest, daß von der Arbeitsgruppe "Systemtechnik" bei der Störfallanalyse ein großes Spektrum von Ausgangsereignissen darunter auch auslegungsüberschreitende betrachtet wurde.

Die vorgenommene Erweiterung des betrachteten Spektrums der Ausgangsereignisse wird als zweckmäßig eingeschätzt.

Es gibt keine prinzipiellen Einwände zum Bericht der Arbeitsgruppe Systemtechnik.

Einzelne Bemerkungen zur Störfallanalyse sind in der Stellungnahme zum Kapitel 5 enthalten.

Bei der Sicherheitsbeurteilung der Blöcke des KKW Greifswald wird der Vergleich zu Anforderungen des internationalen Sicherheitsniveaus geführt. Zur Erfüllung der Anforderungen dieses Sicherheitsniveaus ist es nach unserer Meinung zweckmäßig, für die Blöcke 1-4 solche Maßnahmen zur Sicherheitserhöhung zu berücksichtigen, wie sie in den Blöcken WWER-440/W-213 als Lösungen bereits realisiert sind.

Insgesamt werden die von der Arbeitsgruppe empfohlenen sicherheitserhöhenden Maßnahmen als annehmbar eingeschätzt.

Im folgenden werden einige Maßnahmen kommentiert:

zum Abschnitt 7.6.1.:

Die Notwendigkeit der Nachrüstung eines schnellen Borvergiftungssystems muß auf der Grundlage von Analysen zur Zuverlässigkeit und zu den Ausfallfolgen des Reaktorschnellabschaltsystems nachgewiesen werden.

zum Abschnitt 7.6.2.:

Nach den vorliegenden Ergebnissen der Störfallanalysen ist die Einordnung des Austausches der Notkühlpumpen EP 50 durch ZN 65 in die Kategorie II möglich.

Vor der Herstellung einer Verbindung zwischen den Notkühlssystemen eines Doppelblockes ist die konkrete technische Ausführung zu bewerten. Die Möglichkeit der Einordnung dieser Maßnahme in eine andere Kategorie sollte entsprechend der Fertigstellungstermine gegeben sein:

zum Abschnitt 7.6.3.:

Zur Bewertung der Dampferzeugernotbespeisung über die Abschlämmleitungen ist die Prüfung der konkreten technischen Ausführung notwendig. Maßnahmen zur Nutzung weiterer Wasservorräte für die Dampferzeugernotbespeisung sollten nicht in die Kategorie I eingeordnet werden.

zum Abschnitt 7.6.5.:

Das Schließen der Armaturen darf nicht zur Verletzung von Projektvorgaben führen. Eine detaillierte Prüfung ist erforderlich.

zum Abschnitt 7.6.6.:

Die Signalisation des DNB ist nach unserer Meinung nicht erforderlich.

Die technische Ausführung der Sprödbrechtschutzverriegelung muß detailliert geprüft werden.

Die Zusammenführung der Ansprechwerte für die Auslösung der Reaktorschnellabschaltung und die Einschaltung der Notkühlpumpen bzw. Sprinklerpumpen ist für die Kriterien "Füllstand Druckhalter tief" sowie "Druck im Druckraumsystem hoch" möglich.

Kurzfristig kann durch verstärkte administrative Maßnahmen, z.B. durch einen Sicherheitsingenieur, die Einhaltung der Tabelle der zulässigen Reaktorleistung in Abhängigkeit vom elektrischen Schaltzustand der Hauptkühlmittelpumpen überwacht werden.

Die Forderung nach Leckfrüherkennung und Leckortung wird nachdrücklich unterstützt.

zum Abschnitt 7.6.7.:

Ein großer Teil der Forderungen zur Elektrotechnik muß noch im Detail durch Elektrospezialisten erörtert werden.

zum Abschnitt 7.6.8.:

Die Überarbeitung der Betriebsvorschriften zur Störfallbeherrschung kann nach Abschluß der Generalinstandsetzung 1990 bei Berücksichtigung der Ergebnisse aus den durchgeführten Störfallanalysen erfolgen.

- Stellungnahme zu Kapitel 8

  - Übergreifende Einwirkungen

Im Bericht wurden die Fragen von internen und externen Einwirkungen auf das Kernkraftwerk Greifswald behandelt. Insbesondere wurden die Einwirkungen von Feuer auf die Sicherheitssysteme der Anlage und die Maßnahmen des Brandschutzes betrachtet. Dazu erfolgte eine Einschätzung des gegenwärtigen Projektes. Es wurde eine Reihe von Mängeln beim Brandschutz festgestellt, die durch den Umstand bedingt sind, daß das Kernkraftwerk nach den Normen der 60-iger Jahre projektiert und gebaut wurde.

Von den Autoren des Berichtes wurden überzeugend die größten Schwachstellen im Brandschutzsystem dargelegt:

- Fehlen einer Trennung der Kabel der Sicherheits- und anderen Systeme;

- Fehlen von erforderlichen Brandabschottungen an vielen Stellen (u.a. Fehlen von Brandschutzwänden, die den Maschinensaal in Brandabschnitte nach Blöcken unterteilen);
- Fehlen von feuerfesten Kabeln;
- unzureichende Feuerfestigkeit der Kabeldurchgänge;
- Melde- und Brandlöscheinrichtungen sind für zu große Abschnitte ausgelegt;
- nicht alle erforderlichen Stellen sind mit automatischen Löscheinrichtungen ausgerüstet;
- keine Unterteilung der Wasserversorgung in einzelne Trink-, Brauch- und Feuerlöschwassernetze;
- Fehlen von Angaben zur ausreichenden Versorgung mit Löschwasser.

Ausgehend von der durchgeführten Analyse des Istzustandes einer Brandgefährdung der Anlage wurden Maßnahmen empfohlen, die auf die Senkung der Wahrscheinlichkeit der Entstehung von Bränden und auf die Erhöhung der Effektivität des Brandschutzes gerichtet sind. Zu den Maßnahmen, deren Realisierung in kürzester Zeit zweckmäßigerweise erfolgen sollte, gehören: Nachrüstung einer Reihe von Räumen mit Feuermeldern und des Maschinensaals mit Wasserstoffgebern; Ausrüsten der Brandabschnitte mit feuerfesten Türen; Erhöhung des Grenzwertes der Feuerfestigkeit der Kabeldurchführungen auf 90 Minuten; Schutz der Ölleitungen vor Ausspritzen des Öls durch eine Umhüllung; Organisation der Staubbeseitigung aus dem Maschinensaal; feuergeschützte Kabel der Sicherheitssysteme zur Gewährleistung des Grenzwertes ihrer Feuerfestigkeit bis zu 30 Minuten; Einschätzung der Dynamik der Entwicklung von Feuer im Maschinensaal; Senkung der Wahrscheinlichkeit der Entstehung von Feuer in den Kabelschächten und Kabelböden; Unterteilung der Sicherheitssysteme nach Räumen.

Die aufgezählten Maßnahmen sind zweifellos nützlich und für einen kurzen Zeitraum ausreichend. Sie entsprechen der in der Sowjetunion geltenden Praxis der Gewährleistung des Brandschutzes von in Betrieb befindlichen KKW.

Die Realisierung der Vorschläge der Arbeitsgruppe gestattet eine wesentliche Senkung des Risikos der Entstehung eines Brandes im KKW Greifswald.

- Stellungnahme zu Kapitel 9

Betriebserfahrung

Auf Grund der begrenzten Zeit, die für die Prüfung des Berichtsentwurfes zur Verfügung stand, war es nicht möglich, die Richtigkeit der im Bericht durchgeführten Analyse von Fällen, die sich beim Betrieb des KKW Greifswald ereigneten, detailliert zu untersuchen und die Stichhaltigkeit der Empfehlungen zur Vervollkommnung der KKW-Systeme zu prüfen.

In der Analyse wurden 19 konkrete Ereignisse beschrieben, von denen 10 mit Fehlern des Personals verbunden waren, darunter 4 mit Fehlern der technischen Wartung. Außerdem waren nach Einschätzung von Atomenergoprojekt 5 Fälle (Nr. 236/86, Nr. 40/81, Nr. 205/88, Nr. 7/80, Nr. 169/86) ebenfalls mit Fehlern des Personals verbunden. Die Fälle Nr. 205/88, Nr. 258/80 (270/88), Nr. 7/80, Nr. 169/86 erfordern eine detaillierte Prüfung gemeinsam mit den Entwicklungsingenieuren der Ausrüstung und den entsprechenden Spezialisten der Projektorganisation.

Im Zusammenhang mit der großen Anzahl von Fehlern des Personals sind viele der vorgeschlagenen Maßnahmen auf die Verhinderung der Fehler des Personals gerichtet.

Eine vorläufige Einschätzung von Atomenergoprojekt zu den vorgeschlagenen technischen Maßnahmen ist in der angefügten Tabelle gegeben.

Die administrativen Maßnahmen werden als völlig annehmbar mit Ausnahme der dritten und der letzten Maßnahme eingeschätzt.

Zur Gewährleistung des sicheren Transports von Lasten ist die Ausarbeitung eines Komplexes von administrativen Kontrollmaßnahmen notwendig, die die Möglichkeit der Entstehung von gefährlichen Ereignissen ausschließen.

Die letzte Maßnahme sollte durch die Forderung nach Ausarbeitung von genauen Kontrollhandlungen ergänzt werden, die bei der Außerbetriebnahme eines Teils des Systems für periodische Prüfungen realisiert werden müssen, wenn der Zeitraum der Prüfung nicht mit dem Zeitraum des geplanten Stillstandes des Blockes übereinstimmt.

## Tabelle

## Maßnahmen

zur Verhinderung der Ursachen für aufgetretene Ausfälle und Ereignisse

Nr. Vorgeschlagene Maßnahmen Pkt.	Vorläufige Einschätzung	
1	2	3
1 Verbesserung des Regelkonzepts zur Gewährleistung der Steuerung schnellverlaufender Transienten	Die Betriebserfahrungen sowjetischer KKW mit W-230 belegen nicht die Aktualität dieses Problems. Eine detaillierte Untersuchung des Problems ist notwendig	
2 Automatische Einsenkung der Reaktorleistung bei Abschalten einer oder mehrerer Speisewasserpumpen sowie Schnellabschaltung des Reaktors bei Speisewasserverlust.	Prinzipiell akzeptabel. Eine detaillierte Bearbeitung der konkreten technischen Lösung ist erforderlich.	
3 Optimierung des Speisewasserregelventils sowie des Speisewasserreglers.	Einverstanden, eine Verbesserung ist notwendig.	
4 Verbesserung der DE-Höhenstandsmessung	Wünschenswert. Konkrete Vorschläge sind notwendig.	
5 Verbund der Notspeisewassersysteme aller 4 Blöcke	Akzeptabel, doch nur zur Gewährleistung der Wärmeabfuhr der Reaktoranlage bei Ausfall der eigenen Notspeisepumpen	
6 Ausrüstung mit einem System zur Feststellung von Lecks	Erforderlich	
7 Umrüstung der von vor Ort steuerbaren Armaturen auf Fernsteuerung von der Blockwarte aus zur Verbesserung des Absperrens von Lecks im 2.KL.	Dieser Vorschlag hat eine Reihe von Mängeln, ist jedoch annehmbar.	
8 Mehrkanalige Ausführung der Sicherheitssteuersysteme. Sie muß die sicherheitsrelevanten Systeme vom 1., 2. und 3. Kreislauf umfassen.	Bei einer umfassenden Rekonstruktion möglich.	

- |    |  |  |
|----|--|--|
| 9  | Nachrüstung der Verriegelung gegen Versprödung des Reaktordruckgefäßes   | Aus dem Text des Berichtes konnte nicht festgestellt werden, worin die Nachrüstung besteht.  |
| 10 | Auslösen der RESA bei "DH-Füllstand hoch"  | Annehmbar. Eine Überprüfung der Realisierbarkeit ohne Rekonstruktion des DH-Behälters ist erforderlich. Erfahrungen der UdSSR zeigten keine ähnlichen Fälle. |
| 11 | Störfallfeste Auslegung sicherheitsrelevanter Geber im 1. und 2. Kreislauf   | Unklar, um welche Störungen es sich handelt.   |
| 12 | Änderung der Logik der Verriegelung 6.4.19 (Schutz des Reaktordruckgefäßes bei Abriß der Dampfleitung vom DE) zur Ausschließung einer fehlerhaften Abschaltung aller HUP | Sollte gesondert behandelt werden.   |
| 13 | Automatische Begrenzung der Menge des zuzuführenden Deionats in den 1. Kreislauf   | Ist eingeschränkt durch die begrenzte Leistung der Zuspaisepumpen -6,3 t/h.  |
| 14 | Aufstellung eines Gerätes zur kontinuierlichen Messung des Bors  | Notwendig.   |
| 15 | Nachrüstung einer Verriegelung zur Gewährleistung der Abschaltreaktivität bei Stillstand des Reaktors  | Eine zusätzliche Betrachtung ist erforderlich.   |
| 16 | Entfernung der Entriegelungsschalter von der BW bei Beibehaltung der gegenwärtigen Technik. Notwendige Entriegelungen sind zu automatisieren                             | Notwendig. Es können Schutzrichtungen gegen den nichtgenehmigten Zugriff verwendet werden. Die Frage der Automatisierung ist zusätzlich zu betrachten.       |
| 17 | Automatische Umschaltung der Meßbereiche des Neutronenflusses bei Anfahren des Reaktors  | Gegenwärtig ist ein modernisiertes System mit einem breiten Bereich ausgearbeitet worden.  |
| 18 | Erhöhung des Sicherheitsgrades der elektr. Einrichtungen (Motoren, Verteilungen, Geber) im Maschinengebäude  | Eine detaillierte Prüfung ist erforderlich.  |
| 19 | Überprüfung der Notstromanlage auf ausreichende Leistung bei Außerbetriebnahme eines von drei Dieseln  | Ausreichend.   |

- |  |  |
|--|--|
| <p>20 Strikte Strangtrennung der sicheren Gleichspannungsverteilung 220 V mit Einsatz von 2 blockgebundenen Batterien und Schienen.<br/>Verbot von Querverbindungen zum Nachbarblock</p> | <p>Wünschenswert ist eine Anlage mit zusätzlicher Batterie und Unterteilung der Schienen. Das Verbot von Querverbindungen erfordert eine Betrachtung im Komplex des gesamten Problems.</p> |
| <p>21 Austausch der störanfälligen RMG durch getrennte Wechsel- und Gleichrichter</p>  | <p>Austausch ist möglich. Rekonstruktion unter Anwendung statischer Umwandler.</p>   |
| <p>22 Weitgehende Entmaschung der Notstromverteilung der 0,4 kV-Ebene durch feste Zuordnung der Verbraucher zu den Hauptverteilungen</p>   | <p>Möglich.</p>  |
| <p>23 Ausreichende Redundanz an Wechsel- und Gleichrichtern zur Gewährleistung von Reparatur und Revision</p>  | <p>Die Redundanz kann verstärkt werden.</p>  |
| <p>24 Einrichtung einer unabhängigen Notspisewasserversorgung</p>  | <p>Möglich</p>   |
| <p>25 Verringerung der Erosions- und Korrosionsprozesse durch Anwendung von austenitischem Stahl und Optimierung der Rohrleitungen des 2.Kreislaufes</p>                                 | <p>Erfordert eine detaillierte Prüfung unter Berücksichtigung der periodischen Kontrolle und der aktuellen Stellen.</p>  |
| <p>26 Überprüfung einer möglichen Unterteilung des Maschinenhauses</p>   | <p>Die Zweckmäßigkeit ist zweifelhaft, mit Ausnahme des Kellerraumes.</p>  |
| <p>27 Austausch der vorhandenen Leittechnik durch eine Niederspannungsleittechnik mit Erdungskonzept</p>   | <p>Ist gemeinsam mit dem Problem des Austausches der gesamten Niederspannungsleittechnik (0,4 kV) zu prüfen.</p>   |

- Stellungnahme zu Kapitel 10

#### Zusammenfassung

Die Experten stimmen grundsätzlich den vorgeschlagenen Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit der Blöcke dieses Kernkraftwerks zu. Zu einzelnen Maßnahmen werden folgende Hinweise und Vorschläge gemacht:

#### KATEGORIE I

- Verfahrenstechnik

- 5. Die Zweckmäßigkeit der technischen Ausführung ist zu begutachten.
- 13. Der Vorschlag ist im Detail zu prüfen.
- 16. Die im Projekt vorgesehenen atmosphärischen Bedingungen sind einzuhalten.
- 19. Die Realisierung dieser Maßnahme ist keine Bedingung für die Wiederinbetriebnahme der Blöcke. Die Maßnahme wird für Kategorie II vorgeschlagen.

- Leittechnik

- 1., 2., 6., 14., 18. Die Vorschläge sind im Detail zu prüfen.
- 7. Die Realisierung dieser Maßnahme sollte in die Kategorie II verschoben werden.  
Begründung:
  - die in den Punkten 8. und 9. geforderten Maßnahmen sind zur Sicherstellung der Speisewassermenge in den Dampferzeugern als kurzfristige Maßnahmen ausreichend;
  - die Reaktorschnellabschaltung für die Anregung "DE-Füllstand niedrig" erfolgt in der Auswahlschaltung 2 von 6;

- die horizontal gelagerten DE besitzen große Speisewasserreserven;
- es sind eine Reihe von kurzfristigen Maßnahmen zur DE-Bespeisung aus zusätzlichen Quellen einschließlich Notstandsmaßnahmen vorgesehen;

8.,9. Die Einführung dieser Maßnahmen ist zweckmäßig, aber nicht unbedingt erforderlich.

3.,16.,17.,19. Diese Maßnahmen sind in die Kategorie II einzuordnen, wobei zur Sicherstellung der Abschaltreaktivität (Pkt.17) zusätzliche organisatorische Maßnahmen unter Kategorie I vorzusehen sind.

5. Die den Anforderungen zugrunde gelegten Störfallbedingungen sind zu präzisieren.

• Elektrotechnik

1.,5.,9. Die Vorschläge sind im Detail zu prüfen.

3. Auf der 220V-Gleichstromebene ist eine Trennung der sicheren Verteilungen vorhanden. Die Aufstellung zusätzlicher Batterien kann in die Kategorie II bzw. III eingeordnet werden.

4.,6. Die Maßnahmen sollten in die Kategorie II eingeordnet werden.

• Betriebsführung, administrative Maßnahmen

4. Die Maßnahme sollte in die Kategorie II eingeordnet werden.

12. Der Handlungsablauf beim Abfahren ist festzulegen.

• Brandschutz

8. Es wird empfohlen, den Feuerwiderstand zu erhöhen.
9. Es ist eine zusätzliche Überprüfung der örtlichen Bedingungen erforderlich.

KATEGORIE II

• Verfahrenstechnik

10. Der Vorschlag ist im Detail zu prüfen.
12. Die Prüfung sollte nicht bei Auslegungstemperatur erfolgen.
14. Der Nachweis ist für den Abriß von Anschlußleitungen der NW 200 zu führen.

• Leittechnik

1. Es ist zu ergänzen: Rekonstruktion und Modernisierung des Kassettenaustrittstemperatur-Meßsystems.

• Druckführende Umschließung

9. Die Forderungen nach repräsentativen Lastfällen sind zu präzisieren.

Die sowjetischen Experten betrachten die Maßnahmen der Kategorie I als vorrangig, jedoch ist keine sofortige Abschaltung der Blöcke erforderlich.

## ANHANG 2

### Kurzbeschreibung der eingesetzten Analysehilfsmittel

1. Kurzbeschreibung des Programms BRACO-1
2. Kurzbeschreibung des Programms COFLOW
3. Kurzbeschreibung des Programms RALOC

## ANHANG 2

### Kurzbeschreibung der eingesetzten Analysehilfsmittel

#### 1. Kurzbeschreibung des Programms BRACO-1

BRACO 1 ist ein Programm zur Berechnung von Raumparametern in Sicherheitseinschlüssen von KKW nach einem Kühlmittelverluststörfall.

Physikalische Grundlage des Programms sind die Energie-, Massen- und Volumenbilanz sowie die Zustandsgleichung für ideale Gase.

Für das zu berechnende Zwei-Phasen-Zwei-Komponenten-Gemisch wird thermodynamisches Gleichgewicht angenommen, wobei sich Wasser und Wasserdampf im gesättigten oder überhitzten Zustand befinden können.

Die räumliche Diskretisierung erfolgt durch Unterteilung der technologischen Anlage in Modellräume, die in die weitere Betrachtung punktförmig eingehen (lumped-parameter-model).

Massenströme zwischen den einzelnen Räumen werden mit der Blenden-gleichung quasistationär mit Berücksichtigung des Wassermittresses berechnet.

Die Wärmeströme an Wänden und Einbauten des Druckraumsystems werden berücksichtigt. Diese Wärmeströme und die durch die Sprinkler-anlage in das Druckraumsystem eingebrachten Massen und Energien gehen als Terme in die Energiebilanz ein.

#### 2. Kurzbeschreibung des Programms COFLOW

COFLOW ist ein Programm zur Berechnung der örtlich verschiedenen Druck- und Temperaturverläufe mit der Zeit in einem geschlossenen Gebäude (z.B. Sicherheitsbehälter eines KKW) während eines Kühlmittelverluststörfalles. Das Programm ist ein Vielzonen-"Lumped-parameter"-Modell mit der Möglichkeit überhitzter und gesät-

tiger Zonenzustände. Raumsysteme realer Gebäude werden durch Unterteilung in Modellräume (Zonen) diskretisiert. Für das homogene Zwei-Phasen-Zwei-Komponenten-Gemisch in einer Zone wird thermodynamisches Gleichgewicht angenommen.

Die Massenströme zwischen den Zonen werden

- a) quasistationär nach der Blendengleichung mit verlustabhängigen Einschnürzahlen (Strömung kompressibel, homogen, 2-phasig mit 2 Komponenten),
- b) instationär nach der Impulsgleichung mit Berücksichtigung des Reibungsverlustes (inkompressibel, homogen, 2-phasig mit zwei Komponenten)

berücksichtigt.

Der Wassermitteldruck wird ebenfalls mitberücksichtigt.

Zur differenzierten Berücksichtigung der Wärmezu/abfuhr an Strukturen steht ein eindimensionales Wärmeleitmodell für Zylinder- und Plattengeometrie zur Verfügung. Zur Beschreibung des Wärmeübergangs durch Kondensation und Konvektion können verschiedene Korrelationen, für jede Struktur unterschiedlich, gewählt werden.

Zur Verifikation des Programms wurden die Serien C und D des RS-50-Programms "Druckverteilung im Containment" am Battelle-Modellcontainment, das RS 50 CASP-2-Problem, das Deutsche Standardproblem Nr. 6 (ISP 16) und verschiedene HDR-Blowdownexperimente voraus- bzw. nachgerechnet.

### 3. Kurzbeschreibung des Programms RALOC

RALOC wurde zur Beschreibung von langzeitigen Wasserstoffverteilungsvorgängen durch Druckausgleichs- und Konvektionsströmungen im vielfach unterteilten Sicherheitseinschluß eines KKW entwickelt. Im Rahmen des erweiterten Anwendungsbereichs u.a. bei Risikostudien werden auch Kühlmittelverluststörfälle und andere transiente Freisetzungsvorgänge zusammen mit einer Reihe von aktiven Systemen

simuliert. Damit werden zeit- und ortsabhängige Druck-, Temperatur- und Gasverteilungen berechnet.

Raumsysteme realer Gebäude werden durch Unterteilen in Modellzonen diskretisiert und diese punktförmig abgebildet (lumped parameter Ansatz).

In den Zonen liegen homogene Zwei-Phasen-Mehrkomponenten (neben Dampf bis zu 3 verschiedene Gase) Gemische im thermodynamischen Gleichgewicht, gesättigt oder überhitzt vor. Thermodynamisches Nichtgleichgewicht zwischen Dampf/Gas und Wasser kann durch die Simulation von Sumpfbzonen berücksichtigt werden. Der Massenaustausch zwischen den Zonen wird mit der Impulsgleichung instationär, inkompressibel mit Berücksichtigung der Reibungsverluste berechnet.

Zur differenzierten Berücksichtigung der Wärmezu/abfuhr an Strukturen steht ein eindimensionales Wärmeleitmodell für Zylinder- und Plattengeometrie zur Verfügung. Der Wärmeaustausch durch Konvektion und Strahlung wird separat vom Wärme- und Stoffaustausch durch Kondensation behandelt.

Zur Verifikation des Programms wurden eine Vielzahl von Versuchen aus verschiedenen Versuchsprogrammen voraus- und/oder nachgerechnet. Hierzu gehören auch Rechnungen mit dem Code FIPLOC, der zur RALOC-Code-Familie gehört, den gleichen Thermodynamikteil besitzt und Aerosolverteilungen berechnet.

Unter dem Aspekt Druckaufbau in Sicherheitseinschlüssen sind insbesondere die RALOC-Vorausrechnungen zum Standardproblem Nr. 6 (HDR-Versuch V 44, Druckaufbau nach Blowdown) und zum ISP 23, HDR-Versuch T 31.5, ebenfalls Druckaufbau nach Blowdown mit anderer Bruchlage, zu nennen.

## LITERATURVERZEICHNIS

- /1/ Arbeitsdokumentation zum Kapitel 4 des 2. Zwischenberichts KKW Greifswald  
GRS, Juli 1990
- /2/ Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke,  
Bekanntmachung des Bundesministers des Inneren  
vom 21.10.1977
- /3/ Zusammenfassende Darstellung der Betriebserfahrungen  
Druckraumsystem und Ableitung von Thesen zu dessen  
Ertüchtigung  
Ausarbeitung des VE KKW "Bruno Leuschner",  
Greifswald, den 27.2.1990
- /4/ Studie zur Sicherheit von Kernkraftwerken im Weltstand-  
vergleich  
Institut für Kernergie-Überwachung des SAAS  
Nachweissache SAAS B - 01/89, Berlin, 31.10.1988
- /5/ Rekonstruktion KKW "Bruno Leuschner" Greifswald, Blöcke 1-4  
Teilaufgabe 4.2: Abschätzung des Grenztragverhaltens des  
Druckraumsystems  
Technische Notiz der Bauakademie der DDR, Institut für  
Industriebau, Berlin, 28. Juni 1988
- /6/ Arndt, S., H. Wolff  
Basisdatensatz für die Berechnung von Parametern im  
Sicherheitseinschluß von KKW bei KVS  
Teil 1: KKW "Bruno Leuschner" Greifswald, Blöcke 1-4  
Berichtsnr.: BN 1101 2023/36/89  
VE KKW "Bruno Leuschner" Greifswald, Betriebsteil Berlin

## ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS

AE	- Außergewöhnliches Ereignis
AEGHV	- Allgemeine Eigenbedarfsgleichstromhauptverteilung
ARE	- Automatische Reserveeinschaltung
ARK	- Automatische Regelkassetten
ARM	- Automatischer Leistungsregler
ATWS	- Anticipated Transients Without Scram
BdsB	- Bedingungen des nuklear sicheren Betriebes
BE	- Brennelement
BRU-A	- Dampfumleitstation in die Atmosphäre
BRU-K	- Dampfumleitstation in den Kondensator
BV	- Blockverteilung
BW	- Blockwarte
DE	- Dampferzeuger
DG	- Dieselgenerator
DH	- Druckhalter
DNB	- Departure from nucleate boiling
DRS	- Druckraumsystem
FD	- Frischdampf
GHV	- Gleichstromhauptverteilung
GI	- Großinstandsetzung
HAS	- Hauptabsperrschieber
HD	- Hochdruck
HDR	- Heißdampfreaktor
HS	- Havarieschutz
HSWP	- Havariespeisewasserpumpen
HUL	- Hauptumwälzleitung

HUP	- Hauptumwälzpumpe
KHV	- Kompensationshauptverteilung
KMV	- Kühlmittelverlust
KWS	- Kaltwassersträhne
LMG	- Lade-Motor-Generator
ND	- Niederdruck
NFSM	- Neutronenflußmeßsystem
NHV	- Notstromhauptverteilung
NW	- Nennweite
OPB 82	- Grundsätze der nuklearen Sicherheit v. 1982
PKL	- Primärkreislauf
PSA	- Probabilistische Sicherheitsanalyse
RDB	- Reaktordruckbehälter
RMG	- Reversibler Motor-Generator
RWT	- Regenerativwärmetauscher
SHV	- Sichere Hauptverteilung
SUS	- Steuer- und Schutzsystem
SUV	- Sichere Unterverteilung
SpRK	- Spannungsrißkorrosion
SSA	- Schnellschlußarmaturen
SWB	- Speisewasserbehälter
SWP	- Speisewasserpumpe
TS	- Turbosatz
TSA	- Totalspannungsausfall
TUSA	- Turbinenschnellabschaltung
US	- Ultraschall
WKP	- Wiederkehrende Prüfung



**Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH**

Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Forschungsgelände  
8046 Garching

ISBN 3-923875-27-4