

Inhaltsübersicht

Band 1	Text
	- Einleitung
Abschnitt 1 -	Standort
Abschnitt 2 -	Kraftwerksanlage
Abschnitt 3 -	Betrieb
Abschnitt 4 -	Störfälle und Gegenmaßnahmen

Technische Daten befinden sich in Tabellenform  
am Ende jedes Abschnittes.

Band 2	- Zeichnungen
--------	---------------

## Inhaltsverzeichnis

## Seite

	<b>Einleitung</b>	E - 1
	<b>Hauptdaten</b>	E - 2
1.	<b><u>Standort</u></b>	1.1 - 1
1.1	<b>Standortdaten</b>	1.1 - 1
1.1.1	<b>Geographische und topographische Verhältnisse</b>	1.1 - 1
1.1.2	<b>Geologische Verhältnisse</b>	1.1 - 1
1.1.3	<b>Seismische Verhältnisse</b>	1.1 - 2
1.1.4	<b>Hydrologische Verhältnisse</b>	1.1 - 3
.1	<b>Grundwasser</b>	1.1 - 3
.2	<b>Weser</b>	1.1 - 4
.3	<b>Wasserversorgung</b>	1.1 - 5
.4	<b>Wasseranalysen</b>	1.1 - 5
1.1.5	<b>Meteorologie und Ausbreitungsrechnung</b>	1.1 - 6
.1	<b>Meteorologische Verhältnisse</b>	1.1 - 6
.2	<b>Ausbreitungsrechnung</b>	1.1 - 7
1.1.6	<b>Radiologische Vorbelastung</b>	1.1 - 12
.1.2	<b>Zivilisationsbedingte Standortgegebenheiten</b>	1.2 - 1
1.2.1	<b>Besiedelung</b>	1.2 - 1
.1	<b>Allgemeines</b>	1.2 - 1
.2	<b>Bestimmung des Besiedlungsfaktors</b>	1.2 - 2
1.2.2	<b>Bodennutzung</b>	1.2 - 4
1.2.3	<b>Industrie</b>	1.2 - 4
1.2.4	<b>Landschaftsschutzgebiete</b>	1.2 - 5

	Seite
1.2.5      Verkehrswege	1.2 - 5
.1      Straßen	1.2 - 5
.2      Bahnlinien	1.2 - 6
.3      Wasserstraßen	1.2 - 7
.4      Luftstraßen	1.2 - 7
1.3      Umweltbeeinflussung durch den Betrieb der Anlage	1.3 - 1
1.3.1     Allgemeine Bemerkungen	1.3 - 1
1.3.2     Abwasserangabe	1.3 - 1
1.3.3     Abluftabgaben	1.3 - 3
1.3.4     Umgebungsüberwachung - Beweissicherung	1.3 - 4
1.3.5     Kühlwasserabgabe	1.3 - 5
1.3.6     Kühlwasserverhältnisse	1.3 - 6
1.3.7     Kühlturmauswirkungen	1.3 - 6
1.3.8     Geräuschbildung	1.3 - 7
1.3.9     Explosionen	1.3 - 7
1.3.10    Energieabfuhr	1.3 - 8
1.3.11    Landschaftsschutz	1.3 - 8

## Seite

2. Kraftwerksanlage

2.1	Bauanlagen	2.1 - 1
2.1.1	Gesamtanordnung und allgemeine Bauausführung	2.1 - 1
2.1.2	Reaktorgebäude	2.1 - 5
.1	Aufbau und Anlagenordnung	2.1 - 5
.2	Gebäudestruktur und Sicherheitsumschließung	2.1 - 9
.3	Sicherheitshülle	2.1 - 11
.4	Rohr- und Kabeldurchführungen	2.1 - 12
.5	Schleusen	2.1 - 14
.6	Abschließungsprinzip der Sicherheitshülle	2.1 - 15
.7	Prüfungen	2.1 - 17
.8	Wiederholungsprüfungen	2.1 - 18
.9	Leckabsaugesystem	2.1 - 19
.10	Abschirmmeinrichtungen	2.1 - 20
.11	Hebezeuge	2.1 - 23
2.1.3	Reaktorhilfsanlagengebäude	2.1 - 24
2.1.4	Maschinenhaus	2.1 - 28
2.1.5	Schaltanlagengebäude	2.1 - 31
2.1.6	Notspeisegebäude	2.1 - 33
2.1.7	Nebenanlagengebäude	2.1 - 36
2.1.8	Außenanlagen	2.1 - 38
2.1.9	Kühlwasserbauwerke	2.1 - 39
.1	Entnahmehbauwerk	2.1 - 39
.2	Entnahmekanal	2.1 - 40
.3	Pumpen- und Reinigungsbauwerk	2.1 - 40
.4	Rohrtrasse	2.1 - 41
.5	Kühltürme und Verbindungsbauwerk	2.1 - 42
.6	Absturzbauwerk und Rücklaufkanal	2.1 - 43
.7	Einleitungsbauwerk	2.1 - 43

	Seite
2.2 Reaktor	2.2 - 1
2.2.1 Reaktorkern	2.2.- 1
.1 Allgemeine Beschreibung	2.2 - 2
.2 Konstruktive Gestaltung des Brenn- elementes und des Steuerelementes	2.2 - 3
.2.1 Konstruktionsbeschreibung des Brennelementes	2.2 - 4
.2.2 Konstruktionsbeschreibung des Steuerelementes	2.2 - 8
.3 Handhabung der Brennelemente und Lagerung im Kerngerüst	2.2 - 10
.4 Auslegung der Brennstäbe	2.2 - 11
.5 Brennelement-Prüfung und Unter- suchung der auftretenden Bean- spruchung	2.2 - 13
.6 Absorberelemente, Neutronenquellen, Drosselkörper	2.2 - 15
.7 Neutronenphysikalische Kernausle- gung	2.2 - 16
.7.1 Brennelementanordnung	2.2 - 16
.7.2 Leistungsdichteverteilung	2.2 - 17

2.2.1. 7.3 Abbrand	2.2 - 18
.7.4 Reaktivitätsregelung	2.2 - 19
.7.5 Reaktivitätsbilanz	2.2 - 22
.7.6 Reaktivitätskoeffizienten	2.2 - 23
.7.7 Langzeitstabilität	2.2 - 24
.8 Wärmotechnische Auslegung des Reaktorkerns	2.2 - 25
.8.1 Heißkanalfaktoren	2.2 - 25
.8.2 Auslegungsgesichtspunkte	2.2 - 29
.8.3 Verwendete DNB-Beziehung	2.2 - 30
.8.4 Sicherheit gegen Filmsieden im Reaktorkern	2.2 - 33
2.2.2 Einbauten des Reaktordruckbehälters (Kerngerüst)	2.2 - 36
.1 Konstruktion	2.2 - 37
.2 Auslegungsbedingungen	2.2 - 41
.3 Werkstoff	2.2 - 42
2.3 Reaktorkühl- und Druckhaltesystem	2.3 - 1
2.3.1 Auslegung und Funktionsbeschreibung	2.3 - 1
.1 Dichtheitskriterien	2.3 - 5
.2 Vorkehrungen gegen Schadensausweitung bei Rohrbrüchen	2.3 - 8
2.3.2 Reaktorkomponenten	2.3 - 8
.1 Reaktordruckbehälter	2.3 - 8
.2 Dampferzeuger	2.3 - 17
.3 Hauptkühlmittelpumpe	2.3 - 20
.4 Hauptkühlmittelleitungen	2.3 - 22
.5 Druckhalter	2.3 - 24

2.3.2.6	Abblasebehälter	2.3 - 26
.7	Armaturen	2.3 - 27
2.3.3	Festigkeitsmäßige Auslegung des Primärkreises	2.3 - 28
.1	Berechnungsmethode	2.3 - 29
.2	Berechnungsdruck und -temperatur	2.3 - 31
.3	Berechnungssicherheiten	2.3 - 32
2.3.4	Qualitätsüberwachung	2.3 - 33
.1	Herstellung des Reaktordruckbehälters	2.3 - 35
.2	Bau- und Werkstoffprüfungen	2.3 - 36
.2.1	Prüfung der Schmiede- u. Blechteile	2.3 - 37
.2.2	Prüfung der Schweißnähte	2.3 - 39
.2.3	Prüfung der Schweißplattierung	2.3 - 41
.2.4	Überwachung der Strahlenversprödung während des Reaktorbetriebes	2.3 - 42
2.3.5	Wiederholungsprüfungen am Primärkreis	2.3 - 42
.1	Durchführung der Prüfungen an den Reaktorkomponenten	2.3 - 44
.2	Geräte zur Wiederholungsprüfung am Reaktordruckbehälter	2.3 - 47
2.3.6	Kritische Fehlergröße	2.3 - 49
2.3.7	Sprödbruch-Fahrdiagramm	2.3 - 52
.1	Aufstellung des Sprödbruchdiagramms	2.3 - 53
.2	Aufstellung des Fahrdiagramms	2.3 - 54
.3	Auslegungskurve zur Ermittlung der Erhöhung der Sprödbruchübergangstemperatur durch Neutronenbestrahlung	2.3 - 56

## Seite

2.3.8	Steuerantriebe	2.3 - 58
.1	Konstruktion	2.3 - 58
.2	Auslegung	2.3 - 59
.3	Funktionsbeschreibung	2.3 - 60
.4	Betriebserfahrungen	2.3 - 61
2.3.9	Lecküberwachung	2.3 - 61
.1	Lecküberwachung am Reaktordruckbehälterflansch	2.3 - 61
.2	Lecküberwachung der Primäranlage	2.3 - 62
2.4	Reaktorhilfs- und Nebenanlagen, Brennelement-Transportsystem	2.4 - 1
2.4.1	Volumenregelsystem	2.4 - 2
2.4.2	Chemikalien-Einspeisesystem	2.4 - 6
2.4.3	Kühlmittelreinigung und -entgasung	2.4 - 9
2.4.4	Kühlmittellagerung und -aufbereitung	2.4 - 13
2.4.5	Nukleares Zwischenkühlsystem	2.4 - 16
2.4.6	Beckenreinigungssystem	2.4 - 19
2.4.7	Not- und Nachkühlsystem, Beckenkühlsystem	2.4 - 20
.1	Aufgabenstellung	2.4 - 20
.2	Auslegungsgrundlagen	2.4 - 21
.3	Systembeschreibung	2.4 - 26
2.4.8	Leckabsaugesystem	2.4 - 32
2.4.9	Nukleare Lüftungsanlagen	2.4 - 34
2.4.10	Probenahmesystem	2.4 - 47
2.4.11	Anlagenentwässerung	2.4 - 50
2.4.12	Systeme zur Aufbereitung und Lagerung radioaktiver Abfälle	2.4 - 52

## Seite

<b>2.4.12.1 Abwasserbehandlung</b>	<b>2.4 - 52</b>
.2 Abgassystem	2.4 - 56
.3 Behandlung radioaktiver Konzentrate	2.4 - 59
.4 Lagerung fester Abfälle	2.4 - 60
.5 Dekontaminierraum-Einrichtung	2.4 - 63
<b>2.4.13 Brennelement-Transportsystem</b>	<b>2.4 - 64</b>
.1 Aufgabe	2.4 - 64
.2 Einrichtungen und Geräte zum Brenn- elementwechsel	2.4 - 65
.3 Handhabung neuer Brennelemente	2.4 - 71
.4 Abtransport bestrahlter Brennelemente	2.4 - 72
.5 Einrichtungen in Brennelement- und Reaktorbecken	2.4 - 73
.6 Lager für neue Brennelemente	2.4 - 74
<b>2.4.14 Höhenstandsmessung für die Reaktorkühl- kreisläufe</b>	<b>2.4 - 74</b>
<b>2.5 Dampfkraftanlage</b>	<b>2.5 - 1</b>
<b>2.5.1 Auslegungsgrundlage</b>	<b>2.5 - 1</b>
<b>2.5.2 Dampfturbo satz</b>	<b>2.5 - 1</b>
.1 Dampfturbine	2.5 - 1
.2 Kondensationsanlage	2.5 - 2
.3 Umleitsstation	2.5 - 3
.4 Generator	2.5 - 4
<b>2.5.3 Wasser-Dampf-Kreislauf</b>	<b>2.5 - 4</b>
.1 Schaltung	2.5 - 4
.2 Pumpen im Speisewasserkreislauf	2.5 - 6
.2.1 Kondensatpumpen	2.5 - 6
.2.2 Speisewasserpumpen	2.5 - 6
.3 Vorwärmieranlage	2.5 - 7
<b>2.5.4 Kühlwassersystem</b>	<b>2.5 - 8</b>

## Seite

<b>2.5.4.1</b>	<b>Aufbau</b>	<b>2.5 - 8</b>
.2	Hauptkühlwassersystem	2.5 - 9
.3	Nebenkühlwassersystem	2.5 - 11
.4	Zwischenkühlsystem	2.5 - 13
.5	Kühlwasserreinigung	2.5 - 14
.6	Kühlturm	2.5 - 15
<b>2.5.5</b>	<b>Kraftwerkshilfsanlagen</b>	<b>2.5 - 17</b>
.1	Hilfsdampfssystem	2.5 - 17
.2	Zusatzwasseraufbereitungsanlage	2.5 - 19
.3	Dampferzeuger-Abschlämmentsalzung	2.5 - 20
.4	Deionatverteilung	2.5 - 21
<b>2.5.6</b>	<b>Kraftwerksnebenanlagen</b>	<b>2.5 - 21</b>
.1	Heizungs-, Klima- und Lüftungsanlagen	2.5 - 21
.2	Druckluftversorgung	2.5 - 25
.3	Feuerlöschanlage	2.5 - 25
.4	Hebezeuge	2.5 - 26
<b>2.6</b>	<b>Elektrotechnische Anlage</b>	<b>2.6 - 1</b>
<b>2.6.1</b>	<b>Energieableitung</b>	<b>2.6 - 4</b>
.1	380-kV-Anschluß	2.6 - 4
.2	Generatorableitung	2.6 - 5
<b>2.6.2</b>	<b>Eigenbedarfsschaltanlagen</b>	<b>2.6 - 6</b>
.1	10-kV-Anlagen	2.6 - 6
.2	Niederspannungsanlagen	2.6 - 7
<b>2.6.3</b>	<b>Gleichstromanlagen</b>	<b>2.6 - 7</b>
.1	220 - V - Gleichstromanlagen	2.6 - 7
.2	24 V-Gleichstromanlagen	2.6 - 8
.3	Gesicherte Schienen	2.6 - 9
<b>2.6.4</b>	<b>Transformatoren</b>	<b>2.6 - 9</b>
.1	Maschinentransformatoren	2.6 - 9

2.6.4.2	Fremdnetztransformator	2.6 - 10
.3	Blockeigenbedarfstransformatoren	2.6 - 10
.4	Niederspannungstransformatoren	2.6 - 11
2.6.5	Elektrische Maschinen	2.6 - 11
.1	Hochspannungsmotoren	2.6 - 11
.2	Niederspannungsmotoren	2.6 - 12
.3	Notstrom-Dieselaggregate	2.6 - 13
2.6.6	Überwachung der starkstromtechnischen Ausrüstungen	2.6 - 13
.1	Blockschutz	2.6 - 13
.2	Instrumentierung	2.6 - 14
2.6.7	Kabel und Leitungen mit Zubehör	2.6 - 15
.1	Kabel- und Leitungsverlegung	2.6 - 15
.2	Kabeldurchführungen und Kabelabdichtungen	2.6 - 16
2.6.8	Beleuchtungs-, Erdungs- und Blitzschutzanlagen	2.6 - 17
.1	Beleuchtungsanlage	2.6 - 17
.2	Erdungs- und Blitzschutzanlagen	2.6 - 18
.3	Hindernisbefeuерung	2.6 - 19
2.6.9	Fernmelde- und Rufanlage, Alarm- und Warnanlage	2.6 - 19
2.6.10	Feuermeldeanlage	2.6 - 20
2.6.11	Fernsehanlage	2.6 - 21
2.7	Meß-, Steuer- und Regeltechnik	2.7 - 1
2.7.1	Kraftwerkswarte und Nebenleitstände	2.7 - 1
.1	Aufgabe und Ausrüstung	2.7 - 1
.2	Verbindung der Warte mit den Nebenleitständen und der Anlage	2.7 - 2

## Seite

<b>2.7.2</b>	<b>Betriebsinstrumentierung</b>	<b>2.7 - 2</b>
.1	Anzeige	2.7 - 2
.2	Registrierung	2.7 - 3
.3	Steuerungstechnik	2.7 - 3
.4	Gefahrmeldeanlage	2.7 - 5
<b>2.7.3</b>	<b>Meßeinrichtungen der Reaktoranlage</b>	<b>2.7 - 7</b>
.1	Neutronenflußmessung außerhalb des Reaktordruckbehälters	2.7 - 7
.1.1	Allgemeines	2.7 - 7
.1.2	Leistungsbereich	2.7 - 9
.1.3	Mittelbereich	2.7 - 10
.1.4	Impulsbereich	2.7 - 11
.2.	Meßeinrichtungen innerhalb des Reaktorkerns	2.7 - 12
.2.1	Kugelmeßsystem (diskontinuierlich)	2.7 - 12
.2.2	Neutronendetektoren (kontinuierlich)	2.7 - 14
.3.	Meßeinrichtungen im Reaktorkühlsystem	2.7 - 15
.4.	Meßeinrichtungen der Hilfs- und Nebenanlagen	2.7 - 19
<b>2.7.4</b>	<b>Konventionelle Meßtechnik</b>	<b>2.7 - 20</b>
<b>2.7.5</b>	<b>Regeleinrichtungen der Reaktoranlage</b>	<b>2.7 - 22</b>
.1	Blockführung und Blockleistungsregelung	2.7 - 22
.2	Leistungsregeleinrichtungen des Reaktors	2.7 - 25
.2.1	Stellmittelfahrprogramm	2.7 - 25
.2.2	Kühlmitteltemperaturregelung	2.7 - 27
.2.3	Steuerelementbank-Stellungsregelung	2.7 - 28
.2.4	Steuerelement-Steuerung	2.7 - 29

2.7.5.2.4.1	Steuerelementbetätigung	2.7 - 29
.2.4.2	Stellungsanzeige	2.7 - 30
.2.4.3	Steuerelement-Einfahrbegrenzung	2.7 - 31
.2.4.4	Steuerelement-Einwurf	2.7 - 33
.3.	Weitere Regelungen	2.7 - 35
.3.1	Kühlmitteldruckregelung	2.7 - 35
.3.2	Druckhalter-Wasserstandsregelung	2.7 - 36
.3.3	Dampferzeuger-Wasserstandsregelung	2.7 - 36
2.7.5.4	Begrenzungen	2.7 - 37
.4.1	Leistungsbegrenzung des Reaktors (Gesamtleistungsbegrenzung)	2.7 - 37
.4.2	Reaktorsiede-Begrenzung	2.7 - 38
.4.3	Schieflastbegrenzung	2.7 - 39
.4.4	Frischdampfminimaldruck-Begrenzung	2.7 - 39
.4.5	Frischdampfmaximaldruck-Begrenzung	2.7 - 40
2.7.6	Reaktorschutzsystem	2.7 - 41
.1	Aufbau	2.7 - 41
.1.1	Analogteil	2.7 - 42
.1.2	Logikteil	2.7 - 44
.1.3	Relaisteil	2.7 - 47
.2.	Signalverarbeitung hinter der Reaktorschutzschaltung	2.7 - 48
.3.	Abschaltsysteme	2.7 - 50
.3.1	Erstes Abschaltsystem	2.7 - 50
.3.2	Zweites Abschaltsystem	2.7 - 55
.4.	Weitere Sicherheitssysteme	2.7 - 56
.4.1	Kern-Notkühlung	2.7 - 56
.4.2	Abschluß der Sicherheitshülle	2.7 - 57

2.7.6.4.3	Notspeisung der Dampferzeuger	2.7 - 59
.4.4	Turbinenschnellabschaltung (TUSA)	2.7 - 60
.4.5	Notstrom	2.7 - 60
.4.6	Reaktorschutz für Störfälle von außen	2.7 - 61
2.7.7	Regeleinrichtung des Kraftwerkes	2.7 - 62
.1	Regelung der Dampfkraftanlage	2.7 - 62
.2	Turbogenerator-Regeleinrichtung	2.7 - 63
.3	Ablaufregelanlage, Druck- u. Temperaturregelanlagen	2.7 - 63
2.7.8	Prozeßrechenanlage	2.7 - 64
.1	Protokollierung von Störgrößen	2.7 - 64
.1.1	Störschaltprotokoll	2.7 - 64
.1.2	Störungsablaufprotokoll	2.7 - 65
.2	Störungsanzeige über Datensichtgeräte	2.7 - 67
.2.1	Informationsebene für das Betriebspersonal	2.7 - 67
.2.2	Informationsebene für den Schichtführer	2.7 - 69
.2.3	Allgemeine Funktionen	2.7 - 69
.2.4	Konventionelle optisch-akustische Restgefahrenmeldeanlage	2.7 - 70

	Seite	
<b>3.</b>	<b><u>Betrieb des Kraftwerkes</u></b>	<b>3.1 - 1</b>
3.1	Inbetriebnahme des Reaktors	3.1 - 1
3.1.1	Erstes Kernbeladen	3.1 - 1
3.1.2	Messungen im unterkritischen Zustand	3.1 - 4
3.1.3	Erstes Kritischemachen	3.1 - 5
3.1.4	Nullastversuche	3.1 - 7
3.1.5	Schwach- und Teillastversuche	3.1 - 7
3.2.	Betrieb der Anlage	3.2 - 1
3.2.1	Geplante Betriebsweise	3.2 - 1
3.2.2	Anfahren	3.2 - 4
.1	Anfahren der Anlage aus dem kalten Zustand	3.2 - 4
.2	Anfahren der Anlage aus dem heißen, unterkritischen Zustand	3.2 - 6
.3	Hochfahren der Anlage in den Leistungsbereich	3.2 - 7
.4	Anfahr- und Belastungsverhalten des Turbosatzes	3.2 - 7
3.2.3	Leistungsbetrieb	3.2 - 10
.1	Stationäres Teillastverhalten	3.2 - 10
.2	Laständerungen	3.2 - 13
.3	Lastabwurf	3.2 - 15
3.2.4	Abfahren	3.2 - 16
.1	Herunterfahren der Anlage auf Schwachlast	3.2 - 16
.2	Abfahren der Anlage in den heißen, unterkritischen Zustand	3.2 - 17
.3	Abkühlen und Nachkühlen der Anlage	3.2 - 18
3.3	Abschaltungen	3.3 - 1
3.3.1	Schnellabschaltung des Reaktors	3.3 - 1
3.3.2	Turbinenschnellschluß oder Lastabschaltung	3.3 - 2

	Seite	
<b>3.4</b>	<b>Radioaktivität und Strahlenschutz</b>	<b>3.4 - 1</b>
<b>3.4.1</b>	<b>Allgemeine Grundsätze</b>	<b>3.4 - 1</b>
<b>3.4.2</b>	<b>Angaben zur Abschirmung</b>	<b>3.4 - 2</b>
<b>3.4.2.1</b>	<b>Reaktor</b>	<b>3.4 - 2</b>
.2	Reaktorkühlsystem	3.4 - 3
.3	Brennelementwechsel und Brennelementlagerung	3.4 - 4
.4	Hilfs- und Nebenanlagen	3.4 - 5
.5	Außenschild	3.4 - 6
<b>3.4.3</b>	<b>Radioaktivität im Hauptkühlmittelkreislauf und in angeschlossenen Systemen</b>	<b>3.4 - 6</b>
.1	Spaltprodukte	3.4 - 7
.2	Aktivierungsprodukte	3.4 - 9
.3	Reinigungskreislauf	3.4 - 11
.4	Kühlmittelaufbereitung	3.4 - 12
<b>3.4.4</b>	<b>Behandlung und Aufbereitung radioaktiver Stoffe zur Reduzierung der Abgabe</b>	<b>3.4 - 13</b>
.1	Gasförmige radioaktive Stoffe	3.4 - 13
.1.1	Lüftungssystem im Kontrollbereich	3.4 - 13
.1.2	Abgassystem	3.4 - 16
.2	Flüssige radioaktive Stoffe	3.4 - 17
.3	Feste radioaktive Stoffe	3.4 - 17
<b>3.4.5</b>	<b>Abgabe radioaktiver Stoffe</b>	<b>3.4 - 18</b>
.1	Gasförmige radioaktive Stoffe	3.4 - 18
.1.1	Abgaberaten	3.4 - 18
.1.2	Strahlenbelastung in der Umgebung	3.4 - 22
.2	Flüssige radioaktive Stoffe	3.4 - 22
<b>3.4.6</b>	<b>Strahlungsüberwachung</b>	<b>3.4 - 24</b>
.1	Allgemeines	3.4 - 24
.2	Personenschutz	3.4 - 25
.3	Anlagenüberwachung	3.4 - 26

3.4.6.4	Aktivitätsabgabe	3.4 - 28
.5	Umgebungsüberwachung	3.4 - 31
4.	<u>Störfälle und Gegenmaßnahmen</u>	4.1 - 1
4.1	Grenzwerte und Gefährdungswerte	4.1 - 1
4.1.1	Reaktorkern	4.1 - 1
4.1.2	Primärkreislauf	4.1 - 4
4.2	Störungen ohne erhöhte Freisetzung radioaktiver Stoffe	4.2 - 1
4.2.1	Reaktivitätsstörungen	4.2 - 1
.1	Störungen in der Regeleinrichtung des Reaktors	4.2 - 1
.1.1	Störungen der Reaktor-Leistungsregel- einrichtungen	4.2 - 1
.1.2	Verhalten des ungeregelten Reaktors bei Laständerungen	4.2 - 8
.1.3	Unkontrollierte Steuerelementbewegungen	4.2 - 10
.1.4	Störungen beim Anfahren des Reaktors	4.2 - 15
.1.5	Störungen an den Steuerelementantrieben	4.2 - 16
.2	Adsorption von Bor an benetzten Ober- flächen	4.2 - 17
.3	Störungen im Volumenregelsystem und im Chemikalieneinspeisesystem	4.2 - 20
.3.1	Verringerung der Borkonzentration	4.2 - 21
.3.2	Kaltwassereinbruch	4.2 - 22
4.2.2	Störungen am Reaktorschutzsystem	4.2 - 22
4.2.3	Störungen der Wärmeabfuhr	4.2 - 23
.1	Ausfall der Hauptumwälzpumpen	4.2 - 23
.1.1	Anlagentechnische Vorkehrungen gegen den Ausfall der Pumpen	4.2 - 23
.1.2	Untersuchungsprogramm	4.2 - 25

	Seite
4.2.3.1.3 Durchsatzrückgang	4.2 - 26
.1.4 Leistungsdichte und Wärmestromdichte nach Schnellabschaltung	4.2 - 27
.1.5 Schnellabschaltverzugszeiten	4.2 - 28
.1.6 DNB-Verhalten nach Ausfall aller Pumpen	4.2 - 29
.2 Störungen in der Nachkühlung	4.2 - 31
.3 Störungen in der Dampfkraftanlage	4.2 - 31
.3.1 Ausfall der Speisewasserversorgung	4.2 - 31
.3.2 Turbinenschnellschluß	4.2 - 33
.3.3 Bruch einer Frischdampfleitung	4.2 - 35
.3.4 Störungen in der Kühlwasserversorgung	4.2 - 36
.4 Ausfall der Eigenbedarfsversorgung	4.2 - 39
4.3 Störungen in der elektrischen Energie- versorgung	4.3 - 1
4.4 Störungen, bei denen radioaktive Stoffe frei werden	4.4 - 1
4.4.1 Störungen bei der Brennelementhand- habung	4.4 - 1
4.4.2 Kühlmittelverlust	4.4 - 3
.1 Leckage an den Dampferzeuger-Heizrohren	4.4 - 3
.2 Kühlmittelverlust bei kleineren und mittleren Bruchquerschnitten	4.4 - 5
.2.1 Allgemeine Beschreibung des Unfalls	4.4 - 6
.2.2 Ergebnis der Berechnung	4.4 - 7
.3 Bruch der Hauptkühlmittelleitung	4.4 - 9
.3.1 Allgemeine Beschreibung des Unfalls	4.4 - 9
.3.2 Beschreibung der Rechenprogramme	4.4 - 14
.3.3 Rechenergebnisse über die Zustände des Reaktorkernes	4.4 - 25
.3.4 Reaktionskräfte auf Kreislaufkompo- nenten	4.4 - 31
.3.5 Erhaltung der Kernstruktur.	4.4 - 32
.3.6 Druck- und Temperaturverhältnisse innerhalb der Sicherheitshülle	4.4 - 33
.3.7 Differenzdrücke im Reaktorgebäude	4.4 - 34

## Seite

4.4.2.3.8	Zeitlicher Druck- und Temperaturverlauf, Auslegung der Sicherheitshülle	4.4 - 35
.3.9	Radiologische Auswirkungen	4.4 - 41
4.5	Allgemeine Störfälle	4.5 - 1
4.5.1	Brandschutz	4.5 - 1
.1	Vorbeugender Brandschutz	4.5 - 1
.1.1	Bauliche Eingrenzung von Brandeinwirkungen	4.5 - 1
.1.2	Brandfrüherkennung	4.5 - 4
.2	Abwehrender Brandschutz	4.5 - 4
.2.1	Stationäre Löschanlagen	4.5 - 4
.2.2	Einsatz von mobilem Löschgerät	4.5 - 5
4.5.2	Explosion in elektrischen Anlagen	4.5 - 6
4.5.3	Blitzschlag	4.5 - 6
4.5.4	Wasserschäden	4.5 - 6
4.5.5	Menschliches Versagen	4.5 - 8
4.5.6	EVA	4.5 - 11

Tabellenverzeichnis

Seite

	Hauptdaten der Anlage	E 2
	Tabellen zu Abschnitt 1 (am Abschnittsende)	
1.1/1	Mittlerer jährlicher Ausbreitungs- faktor	1
/2	Ausgangswerte zur Ausbreitungs- rechnung	2
1.2/1	Wohnbevölkerung im Umkreis von 10 km vom Standort	3
/2	Städte und Gemeinden mit mehr als 10000 Einwohner im Umkreis von 10 - 30 km vom Standort	5
/3	Boden Nutzung im Umkreis des Stand- ortes nach der landwirtschaftlichen Erhebung 1971	5
/4	Industriebetriebe im Umkreis von 7 km vom Standort	6

Tabellen zu Abschnitt 2  
(am Abschnittsende)

2.1/1	Sicherheitskühler	1
/2	Leckabsaugesystem	2
/3	Hebezeuge, Aufzüge	4
2.2/1	Allgemeine Daten des Reaktorkerns	7
/2	Neutronenphysikalische Kernauslegung	7
/3	Reaktivitätskoeffizienten	8
/4	Lebensdauer der prompten Neutronen	8
/5	Anteil der verzögerten Neutronen	8
/6	Borkonzentration im Kühlwasser	9
/7	Wirksamkeit der Steuerstäbe	9
/8	Thermodynamische Kernauslegung	9

	Tabellen zu Abschnitt 2/ Fortsetzung	Seite
2.2/9	Sicherheit gegen Filmsieden	10
/10	Kühlmitteldaten	10
/11	Wärmestromdichten und spezifische Leistung	10
/12	Brennelemente	11
/13	Steuerstab	14
2.3/1	Reaktorkühl- u. Druckhaltesystem	15
/2	Reaktordruckbehälter	16
/3	Kerngerüst	17
/4	Dampferzeuger	18
/5	Hauptkühlmittelpumpen	19
/6	Druckhalter	20
/6a	Drücke des Druckhalters	20
/7	Druckhalter-Abblasebehälter	21
/8	Primärrohrleitungen	21
/9	Isolierungen	22
/10	Primärkreisarmaturen	23
/11	Steuerstabantrieb	26
2.4/1	Volumenregelsystem	27
/2	Chemikalien-Einspeisesystem	31
/3	Kühlmittelreinigung u. Entgasung	34
/4	Kühlmittellagerung u. -aufbereitung	40

	Seite
2.4/5 Nukleares Zwischenkühlsystem	49
/6 Beckreinigungssystem	51
/7 Not- und Nachkühlsystem, Beckenkühlsystem	52
/8 Leckabsaugesystem	56
/9 Nukleare Lüftungsanlagen	58
/10 Probenahmesystem	67
/11 Anlagenentwässerung	70
/12 Aufbereitung radioaktiver Abwässer	72
/13 Abgassystem	81
/14 Aufbereitung fester Abfälle	87
/15 Einrichtungen und Geräte zum Brennelementwechsel	87
/16 Einrichtungen im Brennelementbecken	89
/17 Rohrleitungen der nuklearen Hilfsanlagen	90
2.5/1 Hauptdaten der Dampfkraftanlage	91
/2 Dampfturbine	91
/3 Kondensationsanlage	92
/4 Generator	92
/5 Hauptkondensatpumpen	92
/6 Nebenkondensatpumpen	93
/7 Abscheiderkondensatpumpen	93
/8 Hauptspeisepumpen	93
/9 Notspeisepumpen	93
/10 An- und Abfahrpumpen	94
/11 Nr. nicht verwendet	
/12 Nr. nicht verwendet	
/13 Niederdruckvorwärmeanlage	95
/14 Hochdruckvorwärmeanlage	96
/15 Nebenkondensatspeicherung	97

## Seite

2.5/16	Allgemeine Daten des Kühlwassersystem	97
/17	Mechanische Kühlwasserreinigungsanlage	98
/18	Hauptkühlwasserpumpen	98
/19	Nebenkühlwasserpumpen, nuklear	99
/20	Notnebenkühlwasserpumpen	99
/21	Gesicherte Zwischenkühlwasserpumpen	99
/22	Gesicherte Zwischenküller	99
/23	- Hilfskesselanlage	100
/24	Chemische Zusatzwasseraufbereitung und Versorgung	101
/25	Deionatpumpen und Sperrwasserpumpen	104
/26	Dampferzeuger-Abschlämmentsalzung	104
/27	Lüftungsanlagen	107
/28	Heizungsanlage	110
/29	Druckluftversorgung	111
/30	Kälteanlage	111
/31	Feuerlöschnetz	112
/32	Hebezeuge, Aufzüge	112
/33	Wasserabscheider	114
/34	Dampfüberhitzer	114
2.6/1	Generatorableitung	115
/2	10-kV-Anlagen	116
/3	Niederspannungsanlagen	116
/4	220-V-Gleichstromanlagen	117
/5	24-V-Gleichstromanlagen	117

	Seite
2.6/6      Gesicherte Schienen	118
/7      Maschinentransformatoren	118
/8      Fremdnetztransformator	119
/9      Blockeigenbedarstransformatoren	121
/10     Niederspannungstranformatoren	122
/11     Notstromdieselaggregat	123
/12     Diesel-Kombinotspeiseaggregat	124
/13     Hochspannungsmotoren	124
/14     Niederspannungsmotoren	126

Tabellen zu Abschnitt 3  
(am Abschnittsende)

3.4/1    Abschirmung der Hilfs- und Nebenanlagen 3	
/2      Aktivität der Spaltprodukte im Reaktorkühlsystem	2
/3      Aktivität der wichtigsten Korrosionsprodukte im Reaktorkühlsystem	3
/4      Aktivität im Ionentauscher nach halbjährigem Einsatz	4
/5      Aktivität der Kühlmittelspeicher	5
/6      Luftaktivität in den Anlagenräumen	6
/7      Aktivität in der Abgasanlage	6
/8      Herkunft des radioaktiven Abwassers	7
/9      Aktivitätsabgabe aus dem Kamin (Modellrechnung)	8
/10     Abgabewerte für den Antrag der Betriebsgenehmigung für gasförmige radioaktive Stoffe und die daraus an dem ungünstigsten Aufpunkt resultierende Strahlenbelastung	9

## Seite

3.4/11	Meßstellenaufstellung-Raumluftüberwachung	10
/12	Meßstellenaufstellung-Abluftüberwachung	11
/13	Meßstellenaufstellung-Kreislaufüberwachung	12
/14	Meßstellenaufstellung-Fortluft (Kamin), Abwasser	13
/15	Meßstellenaufstellung-Umgebungsüberwachung	14

### Einleitung

Die Preußische Elektrizitäts-AG und die Gemeinschaftskraftwerk Weser GmbH (EVU) beabsichtigen, auf dem in Abschnitt 1 "Standort" beschriebenen Gelände ein Kernkraftwerk zu errichten.

Auf dem Gelände soll eine erste Kraftwerkseinheit von 1361 MWe brutto mit einem Druckwasserreaktor als nuklearem Dampferzeuger erstellt werden.

Planung, Bau und Inbetriebnahme der gesamten Reaktoranlage mit ihren Hilfs- und Nebeneinrichtungen werden im Auftrage der EVU von der Kraftwerk Union AG, Mülheim, durchgeführt.

Der vorliegende Sicherheitsbericht ist Bestandteil des Antrages für die Genehmigung der Errichtung und des Betriebes der nuklearen Dampferzeugungsanlage auf dem in Abschnitt 1 "Standort" beschriebenen Gelände. Dieser Antrag wird gemäß § 7 Atomgesetz bei den zuständigen obersten Landesbehörden gestellt.

Der Sicherheitsbericht enthält Unterlagen über die Standortverhältnisse, die technische Grundauslegung der Kernenergieanlage, die Grenzwerte der an die Umgebung maximal abzugebenden Radioaktivität sowie die Sicherheits- und Schutzmaßnahmen gegen denkbare Störfälle.

Damit wird als Voraussetzung für die grundsätzliche atomrechtliche Errichtungsgenehmigung und die nachfolgende Betriebsgenehmigung der Nachweis erbracht, daß auf der Basis des erprobten Druckwasserreaktortyps eine Kernenergieanlage errichtet werden kann, die den Sicherheitsanforderungen genügt und deren Betrieb keine unzulässige Beeinträchtigung der Allgemeinheit in der Umgebung des Kraftwerks-Standortes nach sich ziehen wird.

**Hauptdaten der Anlage****Gesamtanlage**

<b>Reaktorwärmeleistung</b>	<b>3765 MWth</b>
<b>Dampferzeuger-Wärmeleistung</b>	<b>3777 MWth</b>
<b>Generator-Klemmenleistung (Frischwasserbetrieb)</b>	<b>1361 MWe</b>
<b>Kraftwerk-Nettoleistung (Obersp.-Seite Trafo)</b>	<b>1294 MW</b>
<b>Netto-Anlagenwirkungsgrad ca. (Frischwasserbetrieb)</b>	<b>34,3 %</b>

**Reaktoranlage**

<b>Anzahl der Brennelemente im Kern</b>	<b>193</b>
<b>Gesamtes Urangewicht im Erstkern</b>	<b>102700 kg U</b>
<b>Leistung je Liter Reaktorkern</b>	<b>93,0 kW/l</b>
<b>Mittlere spezifische Brennstoff- leistung</b>	<b>35,7 kW/kg U</b>
<b>Zahl der Kühlkreisläufe</b>	<b>4</b>
<b>Gesamtkühlmitteldurchsatz</b>	<b>17230 kg/s</b>
<b>Eintrittstemperatur am Reaktordruckbehälter</b>	<b>292,5 °C</b>
<b>Austrittstemperatur am Reaktordruckbehälter</b>	<b>329,5 °C</b>
<b>Frischdampfdruck am Austritt der Dampferzeuger</b>	<b>68,65 bar</b>

**Dampfkraftanlage**

<b>Gesamte Frischdampfmenge</b>	<b>2059,5 kg/s</b>
<b>Drehzahl des Turbosatzes</b>	<b>25 s<sup>-1</sup></b>
<b>Zahl der Turbinengehäuse</b>	<b>4</b>
<b>Leistung des Turbosatzes</b>	<b>1361 MWe</b>

Vorwärmendtemperatur	218	°C
Druck im Kondensator	0,046	bar
Kühlwasser-Eintrittstemperatur	12	°C
Kondensator-Kühlwassermenge	47230	kg/s
Generator-Scheinleistung	1560	MVA
Leistungsfaktor	0,87	

1. Standort

## 1.1 Standortdaten

## 1.1.1 Geographische und topographische Verhältnisse

Der Kraftwerksstandort befindet sich am nördlichen Mittelgebirgsrand im Wesertal, etwa 10 km flußaufwärts von Hameln. Das Gelände liegt am linken Flußufer etwa bei km 124,5 auf der Gemarkung des Ortsteils Grohnde der Gemeinde Emmerthal, Kreis Hameln-Pyrmont, Reg.-Bez. Hannover. Siehe hierzu die Kartenausschnitte der Abb. 1.1/1, 1.1/2 und 1.1/3.

Das Anlagengelände von etwa 35 ha liegt ungefähr 72 m über NN und fällt geringfügig zur Weser ab. Das Flußtal ist am Standort etwa 3 - 4 km breit und verläuft in nordwestlicher Richtung. Auf der linken Uferseite wird das Tal durch die bis auf 350 m ansteigenden Höhen des Weserberglandes, auf der rechten Uferseite durch die Ausläufer des Süntel und die Vorberge des Ith begrenzt. Beiderseits der Weser ist das Gelände durch kleinere Flüßläufe mehrfach gegliedert.

## 1.1.2 Geologische Verhältnisse

Aufgrund der durchgeföhrten Aufschlußbohrungen ergibt sich folgender Aufbau des Untergrundes:

Bodenart	Schichtmächtigkeit in m	... bis m u. Gel.
sandiger Schluff (Auelehm)	ca. 1,2	1,2
Schluff, tonig schwach sandig (Löß) 1 bis 2 (max. 3)		2 bis 3

Mittel- bis Grobsand (selten Feinsand)		
mit Kiesanteilen	2 bis 5	4 bis 8
sandiger Kies (Wesermittel- terrasse)	2 bis 9 (max. 12)	6 bis 17
quarzitischer Sand- stein, Schluffstein u. Tonstein (Keuper) im Reaktorbereich über 20		35

Das Bodenprofil ist auf der gesamten Standortfläche relativ einheitlich entwickelt. Die Oberfläche der festen Keupergesteine liegt im Reaktorbereich konstant in knapp 15 m Tiefe  $\hat{=}$  + 57 NN.

Die im voraussichtlichen Gründungsniveau des Reaktorgebäudes (6 m bis 8 m unter Geländeoberfläche) anstehenden sandigen Kiese sind als gut tragfähiger Baugrund zu bezeichnen. Die voraussichtliche Belastung durch das Reaktorgebäude von  $\sigma_{\text{vorh}} = 6 \text{ bis } 8 \text{ kp/cm}^2$  kann von dem Baugrund grundbruchssicher aufgenommen werden.

Bei den angetroffenen, günstigen Baugrundverhältnissen sind nach einer Überschlagsrechnung Setzungen in einer Größenordnung von etwa 4 cm bis 6 cm zu erwarten.

### 1.1.3 Seismische Verhältnisse

Entsprechend den in dem IRS-Vorschlag für eine KTA-Regel "Erdbebauslegung für Kernkraftwerke" genannten Daten und der dort enthaltenen Karte über die Erdbebenzonen in der Bundesrepublik Deutschland ist der Standort und das Gebiet um den Standort der Zone 0 zuzuordnen, d.h. es handelt sich um ein Gebiet mit sehr geringer Wahrscheinlichkeit einer seismischen Gefährdung, in dem die Intensität 5 nach den bisherigen Erfahrungen nicht erreicht wurde.

Unter den gegebenen Voraussetzungen ist für Kernkraftwerke an den Standorten in der Zone 0 für das Sicherheitserdbeben eine Maximalbeschleunigung von  $b_{\max} = 0,05 \text{ g}$  anzunehmen.

Im Betrieb befindliche Steinbrüche sind in der näheren Umgebung nicht vorhanden.

#### 1.1.4 Hydrologische Verhältnisse

##### 1.1.4.1 Grundwasser

Der Grundwasserspiegel im Bereich des Kraftwerksgeländes schwankt mit dem Weserwasserspiegel und liegt bei mittlerer Wasserführung der Weser etwa 6,0 m unter der Geländeoberfläche.

Etwa 1,2 km südwestlich des Kraftwerksstandortes beginnt ein Wasserschutzgebiet (Schutzzone II und III), aus dessen Brunnen die Ortsteile Kirchohsen, Emmern und demnächst Grohnde der Gemeinde Emmerthal mit Trinkwasser versorgt werden. Der gesamte Kraftwerksbereich liegt innerhalb der Schutzzone V des Heilquellenschutzgebietes für das Staatsbad Pyrmont. Die Fließrichtung des Grundwasserstockwerkes zeigt vom Wasserschutzgebiet zur Weser, also in Richtung des Kraftwerkes.

Die Mächtigkeit des Grundwasserhorizontes schwankt mit dem Weserwasserstand zwischen der Gesteinsschicht in 15 m Tiefe und dem Grundwasserspiegel. Die Fließgeschwindigkeit beträgt im Mittel  $7,5 \cdot 10^{-3} \text{ m/s}$ .

## 1.1.4.2 Weser

Die Abflußverhältnisse der Weser am Standort (Fluß-km 124,5) werden durch die Daten des oberhalb liegenden Pegels Bodenwerder (Fluß-km 110,72) beschrieben:

	Abfluß m³/s	Wasserstand m + NN am Standort
Niedrigstes Niedrigwasser (NNQ 1949)	23,5	65,05
Mittleres Niedrigwasser (MNQ 1941/70)	49,0	-
Mittelwasser (MQ 1941/70)	151,0	66,20
Mittleres Hochwasser (MHQ 1941/70)	767,0	-
Höchstes Hochwasser (HHQ 1941/70)	2.050,0	71,40
Höchstes Hochwasser (HHQ 1841) (umgerechnet auf heutigen Talzustand)	2.700,0	72,15
Höchster schiffbarer Wasserstand	-	68,80
Höchstes Hochwasser (überhaupt bekannt)	-	72,77

Die Angaben wurden dem Gewässerkundlichen Jahrbuch 1971 entnommen und hinsichtlich der Wasserstände am Standort von der Wasser- und Schiffahrtsdirektion Hannover umgerechnet.

Das höchste Hochwasser (1841) ist auf die durch Talsperren bestimmten heutigen Abflußverhältnisse umgerechnet worden. Die Dauerlinie der Jahre 1941-1970 zeigt, daß im Mittel an 335 Tagen im Jahr eine Abflußmenge von  $50 \text{ m}^3/\text{s}$  überschritten wird ( $Q_{30}$ ).

Die mittlere Wassertemperatur der Oberweser aus täglichen Temperaturmessungen in den Jahren 1941-1970 betrug  $10,5^\circ\text{C}$ . In den einzelnen Monaten werden folgende Mittelwerte beobachtet:

Jan.	Febr.	März	April	Mai	Juni	Juli	Aug.	Sept.	Okt.	Nov.	Dez.
2,4	2,9	5,1	9,5	14,0	17,5	18,7	18,2	15,8	11,0	6,4	3,5

Jahresminimum: 0,0

Jahresmittel : 10,5

Jahresmaximum: 28,0

#### 1.1.4.3 Wasserversorgung

Das für das Kraftwerk benötigte Kühlwasser soll der Weser entnommen werden. Zur Kondensation des Dampfes sowie zur Versorgung der übrigen Kühlstellen werden insgesamt etwa  $55 \text{ m}^3/\text{s}$  benötigt.

Die Versorgung des Kraftwerkes mit Trink-, Prozeß- und Brauchwasser wird entweder über die kommunale Wasserversorgung der Gemeinde Emmerthal oder über eigene Brunnen aus der näheren Umgebung erfolgen.

#### 1.1.4.4 Wasseranalysen

Die Oberweser zeigt eine stark schwankende Versalzung, die durch aus der Werra zufließende Kaliabwässer bestimmt wird. Es gelangen monatlich bis zu 500.000 t Salze in die Weser, so daß im Standortbereich Chloridgehalte zwischen 1.000 und 7.000 mg/l sowie Sulfatgehalte bis zu etwa 1.000 mg/l beobachtet werden.

In der unmittelbaren Umgebung des Standortes gefördertes Grundwasser zeigt folgende Analysenwerte im Mittel:

pH-Wert	7,3
Gesamthärte	24 °dH
Karbonathärte	14 °dH
Nichtkarbonathärte	10 °dH
Eisen	0,5 mg/l
Chloride	277 mg/l

Das Wasser ist insgesamt für Trinkwasserzwecke gut geeignet. Es ist klar, farblos und von gutem Geschmack. 1)

### 1)

Im Rahmen des Beweissicherungsverfahrens für das Kernkraftwerk Würgassen werden seit dem 1.10.1968 vom niedersächsischen Landesverwaltungsamt - Dezernat Binnenfischerei - und vom niedersächsischen Wasseruntersuchungsamt in Hildesheim umfangreiche Weseruntersuchungen, die sich bis in den Raum Hameln erstrecken, durchgeführt.

#### 1.1.5 Meteorologie und Ausbreitungsrechnung

##### 1.1.5.1 Meteorologische Verhältnisse

Einen Überblick über die klimatischen Verhältnisse am Standort ermöglichen die vom Deutschen Wetterdienst mitgeteilten Daten.

Die dem Standort am nächsten gelegene Windmeßstation in Hameln (9 km, NW) liefert keine repräsentativen Werte, da diese als Hangstation anzusehen ist.

Mit den Windverhältnissen am Standort vergleichbare Werte liefert die in etwa 23 km südlich am Rande des Wesertals gelegene Windmeßstation Holzminden. Die mittlere Stärke-windrose ist in Zeichnung Nr. 1.1/4 dargestellt und zeigt ausgeprägte Vorzugsrichtungen von SSW und von NNO, die durch den Talverlauf bestimmt werden.

Überträgt man die Holzmindener Meßwerte auf die am Standort herrschenden Windverhältnisse, so ergeben sich unter Berücksichtigung der am Standort vorliegenden ortographischen Gegebenheiten Vorzugsrichtungen von SO und NW.

Die an drei Orten in der Umgebung (Bad Pyrmont, 12 km, WSW; Salzhemmendorf, 12 km, ONO und Holzminden) beobachteten und über 10 Jahre (1955 - 1964) gemittelten Nebeltage pro Jahr betragen etwa 3,9. Für die drei genannten Stationen ist ein gleichsinniger Gang im Auftreten von Nebeltagen aus den Meßwerten erkennbar.

Die Monats- und Jahressummen des Niederschlags, gemessen in Grohnde (1,8 km, SSO) und Hameln sind in Abb. 1.1/5 dargestellt. Diese Werte sind für den Standort zutreffend. Die Niederschlagswerte in Holzminden liegen zum Vergleich etwa 5 % höher.

#### 1.1.5.2 Ausbreitungsrechnung

Zur Ermittlung des für den Standort anzusetzenden Ausbreitungsfaktors wurde nach der Methode von Pasquill eine Ausbreitungsrechnung mit dem Rechenprogramm AKÖN durchgeführt.

Der für einen Aufpunkt angebbare jährliche Mittelwert des Ausbreitungsfaktors ergibt sich aus

$$P(x, z) = W \sum_i \left[ H_i \cdot P_i(x, h) \right]$$

mit

$W$  prozentualer Anteil der Hauptwindrichtung an der jährlichen Windverteilung

$H_i$  mittlere Häufigkeit des Auftretens der Diffusionskategorie i.

$$P_i(x, h) = \frac{1}{2 \cdot \pi \cdot s_y(x) \cdot s_z(x) \cdot \bar{u}} \exp \left( -\frac{1}{2} \cdot \frac{h^2}{s_z(x)^2} \right)$$

Hierbei bedeuten:

$P_i(x, h)$  Ausbreitungsfaktor ( $s/m^3$ ) für Diffusionskategorie i.

$x$  Entfernung (m) von der Kaminachse zum Aufpunkt

$s_y(x)$ ,  $s_z(x)$  Die den Kategorien zugeordneten Diffusionsparameter (m) in Abhängigkeit von den Entfernung des Aufpunktes zum Kamin

$\bar{u}$  Ausbreitungsgeschwindigkeit (m/s)

$h$  effektive Kaminhöhe (m), d.h., Differenz zwischen Höhe der Kaminmündung (müNN) und der Höhe des Aufpunktes (müNN)

Anm.: Liegen die Aufpunkte gleich hoch oder höher als die Kaminmündung, so werden diese als in Höhe der Kaminmündung liegend betrachtet.

Diese Gleichung folgt aus der allgemeinen Pasquill-Gleichung, und gilt für Aufpunkte am Boden ( $z=0$ ), die unterhalb der Ausbreitungssachse ( $y=0$ ) liegen. Es wurde ferner in Ansatz gebracht, daß Emissionen nur mit schwach veränderlicher Quellstärke über Zeiträume größer als 1 h erfolgen (1) und daß der Wind im Jahresmittel zu 50 % in Richtung Aufpunkt weht. Als aufgrund der topographischen Lage zu wählender Aufpunkt wurde ein noch als bebaubar anzusehender Hang am Bückeberg, ca. 1,5 km NNW vom Kaminfußpunkt in 140 m Höhe über NN gelegen, angenommen. Dies entspricht einer effektiven Kaminhöhe von 62 m.

Da für den Standort keine detaillierten meteorologischen Daten zur Bestimmung der Häufigkeiten  $H_i$  der nach Pasquill definierten sechs Diffusions-Kategorien vorliegen, wurde mit den über die Jahre 1965 - 1972 gemittelten in Jülich bestimmten Werten gerechnet /2.1/ und /3/.

Die Zulässigkeit dieses Verfahrens ergibt sich aus /4/, /5/ und /2.2/, wonach erhebliche Abweichungen für Standorte in Mitteleuropa und den USA, verglichen mit den Jülicher Werten, bisher nicht festgestellt werden konnten und daher auch am Standort nicht zu erwarten sind.

Nach Drimmel wurde als Ausbreitungsgeschwindigkeit  $\bar{u}$  der Mittelwert aus der Windgeschwindigkeit in Emissionshöhe  $h$  (berechnet nach /6.1/) und der mittleren Windgeschwindigkeit zwischen Boden  $z = 0$  und Emissionshöhe (berechnet nach /6.2/) eingesetzt.

Die Ausgangswerte zur Berechnung von  $\bar{u}$  wurden /7/ entnommen.

In /6.3/ werden auch Ausbreitungsgeschwindigkeiten für Emissionshöhen bis zu 150 m angegeben, die - basierend auf Meßwerten in größeren Höhen - nach /6.4/ berechnet wurden.

Da auf den Standort anwendbare Windgeschwindigkeiten nur in Anemometerhöhe gemessen werden, wurde aus Gründen einer konservativen Abschätzung darauf verzichtet, jene Ausbreitungsgeschwindigkeiten zu übernehmen, da die Werte, verglichen mit den in das Rechenprogramm eingegebenen, um 30 % bis zu 50 % höher liegen.

Die zur Berechnung der Ausbreitungsgeschwindigkeit ü benötigten Exponenten des Windgeschwindigkeitsprofils wurden /7/ entnommen.

Da die tatsächliche Emissionshöhe noch nicht festliegt, wurde die Ausbreitungsrechnung für eine Kaminhöhe von 130 m durchgeführt.

Die Ergebnisse sind in Tabelle 1.1/1 aufgeführt.

Tabelle 1.1/2 enthält eine Zusammenstellung der Ausgangsdaten zur Berechnung der Ausbreitungsfaktoren.

Für den betrachteten Aufpunkt erhält man einen mittleren jährlichen Ausbreitungsfaktor von  $9,8 \times 10^{-7} \text{ s/m}^3$ .

Es wird konservativ ein Ausbreitungsfaktor von  $2 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$  festgelegt.

Mit diesem Ausbreitungsfaktor von  $2 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ , der im unmittelbaren Nahbereich des Kraftwerkes gilt, erübrigt es sich zu betrachten, ob durch die Geländestruktur die Verdünnung in weiterer Entfernung gemäß der Pasquill-Formel zunimmt, oder ob durch die Geländestruktur die weitere Ausbreitung behindert wird.

Als eine der Berechnung anhaftende Unsicherheit ist das unter bestimmten meteorologischen Bedingungen auftretende Herunterziehen der Abluftfahne im Lee von Gebäuden (Downdraughteffekt) zu betrachten. Der Effekt ist abhängig von Gebäudeform, Anströmrichtung und Windgeschwindigkeit.

Messungen und Windkanalversuche, die in /7/ beschrieben sind, zeigen, daß dieser Lee-Effekt nur bei höheren Windgeschwindigkeiten auftreten kann. Bei höheren Windgeschwindigkeiten sind jedoch die Ausbreitungsverhältnisse von Natur besser. Diese Ausbreitung wird noch verstärkt durch die mit dem Lee-Effekt einhergehende Verwirbelung in unmittelbarer Nähe des Quellpunktes.

Unter diesen Voraussetzungen wird abgeschätzt, daß auch unter der ungünstigsten Annahme eines Herabziehens der Abluftfahne bis auf den Erdboden der Wert des festgelegten Ausbreitungsfaktors schon an der Kraftwerksgrenze nicht überschritten wird.

Über die Häufigkeit der in der Pasquill-Formel nicht berücksichtigten Inversionswetterlagen liegen für den Standort keine verlässlichen Werte vor. Es ist daher nicht zu entscheiden, ob durch die Tallage am Standort eine höhere, oder wie gleichfalls beobachtet wird, eine geringere als normale Inversionshäufigkeit herrscht. In Tallagen wird sich die Inversionsschicht nicht selten etwa in Höhe der Randgebirge einstellen, so daß im vorliegenden Fall die Ausbreitung im Nahgebiet der Abgasquelle dadurch kaum beeinträchtigt würde.

Da bei der vorgelegten Berechnung immer von dem für das Nahgebiet festgelegten Ausbreitungsfaktor ausgegangen wird, ist die Ausbreitungsrechnung auch dann noch konservativ, wenn auf weitere Entfernung die Ausbreitung infolge Inversionssperrsichten zu keiner weiteren Konzentrationsabnahme führt.

Zusammenfassend wird festgestellt, daß in dem für die Berechnung der Abgaberaten festgesetzten Verdünnungsfaktor folgende Konservativitäten enthalten sind:

1. Die in der Pasquill-Formel angegebene y-Koordinate (Achse quer zur Windrichtung) wurde gleich Null gesetzt, so daß für  $P_i$  jeweils der Maximalwert zugrundegelegt ist.
2. Eine vorhandene effektive Kaminüberhöhung infolge hoher Abluft-Austrittsgeschwindigkeiten wurde nicht in Rechnung gestellt.
3. Es wurde angenommen, daß der Wind über ein Jahr gemittelt zu 50 % in Richtung Aufpunkt weht.

Diese Konservativitäten wiegen die in der Berechnung liegenden Unsicherheiten unseres Erachtens vollständig auf.

#### 1.1.6 Radiologische Vorbelastung

Die einzige kerntechnische Anlage in der Umgebung ist das an der Weser gelegene von der Preußische Elektrizitäts-AG errichtete Kernkraftwerk Würgassen, das mit einem Siedewasserreaktor ausgerüstet ist und ca. 40 km südlich vom vorgesehenen Standort Grohnde mit einer Leistung von 670 MW<sub>e</sub> betrieben wird.

Die Errichtung und der Betrieb des Kernkraftwerkes ist vom Lande Nordrhein-Westfalen - dem Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Soziales und dem Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und Verkehr - genehmigt worden.

Die für diese Anlage genehmigten Abgabewerte betragen:

- für die Abgabe über den Abluftkamin

- a) 3,6 Ci/h an radioaktiven Edelgasen und an sonstigen radioaktiven Stoffen mit Halbwertzeiten kleiner als 10 Stunden, davon jedoch nicht mehr als  
0,012 Ci/h an radioaktiven Stoffen, die nicht Edelgase sind, mit einer Halbwertzeit kleiner als 10 Stunden;
- b)  $1,2 \cdot 10^{-3}$  Ci/h an radioaktiven Stoffen, die keine Edelgase sind und eine Halbwertzeit größer als oder gleich 10 Stunden besitzen, davon jedoch nicht mehr als  
 $3 \cdot 10^{-5}$  Ci/h an Jod 131

- für die Abgabe mit dem Abwasser

- a) ohne Tritium 6,7 Ci/a  
2,4 Ci/m  
0,24 Ci/d
- b) Tritium 300 Ci/a  
50 Ci/m

Für das Kernkraftwerk Würgassen wurde vor Inbetriebnahme in einem umfangreichen Meßprogramm die natürliche radiologische Umgebungsbelastung ermittelt. Das Meßprogramm wird auch nach Inbetriebnahme fortgeführt. Aufgrund des Reaktorbetriebes konnte bisher keine Veränderung der herrschenden radiologischen Verhältnisse festgestellt werden.

Dgr 1273

1.1 - 14

Die Abgabe radioaktiver Stoffe für das Kernkraftwerk Würgassen betrug

für das Jahr 1972: Abwasser: ohne H-3 0,19 Ci  
H-3 3,22 Ci

Luft: Edelgase 594 Ci  
 Aerosole  $56 \cdot 10^{-3}$  Ci  
 Halogene n.n.

bis Juli 1973: Abwasser: ohne H-3 0,06 Ci  
H-3 2.23 Ci

Luft: Edelgase 122 Ci  
          Aerosole  $65 \cdot 10^{-3}$  Ci  
          Halogene n.n.

Literatur zu Abschnitt 1.1

- /1/ A. Kuhlmann  
Einführung in die Probleme der Kernreaktorsicherheit  
VDI-Verlag GmbH, Düsseldorf 1967, S. 134
- /2/ Arbeitsbericht 1970 der Zentralabteilung Strahlenschutz  
Bericht der Kernforschungsanlage Jülich Nr. 787  
JüL - 787 - ST (Sept. 1971)  
/2.1/ Tab. 1,4/3, S. 88  
/2.2/ S. 93  
/2.3/ S. 87
- /3/ Arbeitsbericht 1971 der Zentralabt. Strahlenschutz  
Bericht der Kernforschungsanlage Jülich Nr. 881  
JüL - 881 - ST (August 1972)  
Tabelle 3/8, S. 64
- /4/ L.A. König und S. Zehme  
Die maximal zulässige Aktivitätsabgabe über die  
Abluft einer kerntechnischen Anlage  
Atompraxis 11 / 1965, Heft 4 und 5
- /5/ F.R. Farmer  
The Evaluation of Power Reactor Sites  
UKAEA DPR/ONF/266

/6/

Kurt Jürgen Vogt

Umweltkontamination und Strahlenbelastung durch  
radioaktive Abluft aus kerntechnischen Anlagen

Bericht der Kernforschungsanlage Jülich - Nr. 637  
Jül - 637 - ST (Januar 1970)

/6.1/ S. 44, Formel (3.3./1)

/6.2/ S. 45, Formel (3.3./2)

/6.3/ S.159, Tab. 3.3/1

/6.4/ S. 45, Formel (3.3./3)

/7/

Emissionsquellstärke von Kernkraftwerken

Schriftenreihe Kernforschung 6 BMBW

Tab. 2, S. 25

/8/

R. Scriven und D. Moore

The Estimation of average Gamma Dose-Rates

IAEA, Wien 1962

## 1.2 Zivilisationsbedingte Standortgegebenheiten

### 1.2.1 Besiedelung

#### 1.2.1.1 Allgemeines

Im Umkreis von etwa 1 km vom Reaktorstandort befinden sich keine bewohnten Gebäude. Die nächstgelegene Ortschaft Latferde auf dem rechten Weserufer ist etwa 1,5 km vom Kraftwerk entfernt, die Stadt Hameln mit ca. 45.000 Einwohnern ungefähr 9 km.

Die Bevölkerung des Kreises Hameln-Pyrmont zeigte in den Jahren von 1961 bis 1971 einen Zuwachs von ca. 7,5 %. Aufschluß über die weitere Entwicklung im Nahbereich des Standortes gibt das "Landesplanerische Rahmenprogramm für die Gemeinde Emmerthal (Raumordnungsverfahren)", in dem für das Gebiet der Gemeinden Hameln, Emmerthal, Bad Pyrmont und Aerzen etwa 100.000 Einwohner bis zum Zeitraum 1990/2000 als Richtwert vorgesehen sind (1970: 84083 Einwohner). Ein schwerpunktmaßiger Ausbau von Wohngebieten ist für die Ortsteile Kirchohsen und Emmern der Gemeinde Emmerthal geplant; die entsprechenden Richtwerte betragen 2500 Einwohner (Kirchohsen) und 1600 Einwohner (Emmern).

Die derzeitige Bevölkerungsverteilung in 10 km Umkreis ist in der Abb. 1.2/1 und in Tabelle 1.2/1 dargestellt, größere Städte bis zu 30 km Entfernung enthält Tabelle 1.2/2. Abb. 1.2/2 zeigt die Bevölkerungszahl am Standort als Funktion des Umkreisradius, wobei zum Vergleich die theoretische Kurve einer normalverteilten Bevölkerung mit einer Dichte von  $248 \text{ Einw./km}^2$  (BRD-Mittel) zusätzlich eingezeichnet ist.

### 1.2.1.2 Bestimmung des Besiedlungsfaktors

Nach § 6, Abs. 3 (1) der Deckungsvorsorge-Verordnung wird der Besiedlungsfaktor in einem Umkreis mit dem Radius

$$r \text{ [km]} = 1,6 \times \sqrt{P_{th} \text{ [MW]}} \quad (1)$$

bestimmt, wobei  $P_{th}$  die max. therm. Dauerleistung des Reaktors ist. Nach den Angebotsunterlagen ist  $P_{th} \leq 3765 \text{ MW}$  und damit  $r$  geringfügig kleiner als 100 km.

Nach Abs. 3 (2) wird innerhalb des Umkreises mit dem Radius  $r$  eine Bevölkerungsziffer  $V$  ermittelt, für die

$$V = \sum_i E_i / r_i^2 \quad (2)$$

gilt, wobei  $E_i$  die Einwohnerzahl der Siedlung  $i$  und  $r_i$  die Entfernung in km zwischen Reaktor und Zentrum der Siedlung  $i$  bedeuten.

Die genaue Auszählung aller Siedlungsgebiete in dem rd.  $31.400 \text{ km}^2$  großen Gebiet ist unverhältnismäßig schwierig.

Für Entfernungen von mehr als 25 km wird daher die Bevölkerungsziffer unter besonderer Berücksichtigung größerer Städte aus der Einwohnerdichte der Landkreise gewonnen.

Die Bevölkerungsziffer ergibt sich daher als Summe

$$V = V_1 + V_2 + V_3, \text{ wobei}$$

$V_1$  für alle im 25-km-Umkreis liegenden Ortschaften nach Gleichung (2) ermittelt wird;

$V_2$  für Ortschaften mit mehr als 10.000 Einwohnern und Entfernungen von 25 - 100 km zum Standort ebenfalls nach (2) ermittelt wird;

$V_3$  die Landgemeinden im Umkreis von 25 - 100 km berücksichtigt, indem eine mittlere Bevölkerungsdichte  $D$  aller in diesem Gebiet liegenden Landkreise aus der Fläche und den um die Einwohnerzahlen der Ortschaften mit mehr als 10.000 Einw. verminderten Einwohnerzahlen gebildet wird.

Im Kreisring von  $r$  bis  $r + dr$  beträgt der Einwohneranteil  $dE$  und somit die Bevölkerungsziffer

$$dV_3 = \frac{1}{r^2} \times dE = \frac{1}{r^2} \times D \times 2\pi r \times dr = D \times 2\pi \times \frac{dr}{r}.$$

Für den gesamten Kreisring von 25 - 100 km gilt dann

$$V_3 = 2\pi D \times \int_{25 \text{ km}}^{100 \text{ km}} \frac{1}{r} dr = 2\pi D \times \ln 4 \approx 8,71 \times D.$$

Die Einzelaufstellung liefert für

die Ortschaften bis 25 km:  $V_1 = 3892,0$

die Städte von 25 - 100 km:  $V_2 = 1299,7$

davon Nds. 714,3

NRW 543,6

Hess. 36,3

DDR 5,5

die Landgemeinden von 25 - 100 km:  $V_3 = 901,5$

Nds :	24.120,81 km <sup>2</sup>	2.488.506 Einw.
-------	---------------------------	-----------------

NRW :	8.900,13 "	838.069 "
-------	------------	-----------

Hess. :	2.859,35 "	320.138 "
---------	------------	-----------

DDR :	3.098 "	386.610 "
-------	---------	-----------

:	38.978,29 "	4.033.323 "
---	-------------	-------------

$$\rightarrow D = 103,5 \text{ Einw./km}^2, V_3 = 8,71 \times D = 901,5$$

Nach Abs. 3 (3) der Deckungsvorsorge-Verordnung entspricht einer Bevölkerungsziffer von  $V = \sum V_i = 6093,2$  ein Besiedlungsfaktor von 1,6.

=====

### 1.2.2 Bodennutzung

Das den Kraftwerksstandort umgebende Gebiet wird hauptsächlich (im 10-km-Umkreis zu ca. 60 %) landwirtschaftlich genutzt, wobei Ackerland mit Getreideanbauflächen vorherrscht. In den Flußniederungen überwiegt teilweise buschbestandenes Grasland. Die umliegenden Höhen haben größere Laub- und geringe Mischwaldbestände, die forstwirtschaftlich genutzt werden; der Waldanteil im 10-km-Umkreis beträgt etwa 35 %. Eine Aufgliederung der Wirtschaftsflächen nach dem Stand von 1971 wird in Tabelle 1.2/3 gegeben.

91 Forstbetriebe und 887 landwirtschaftliche Betriebe (davon 631 mit Rindviehhaltung) liegen nach der Landwirtschaftszählung von 1971 in einem Bereich bis 10 km Entfernung vom Standort. Deren Tierbestand beträgt u.a. etwa 16.000 Stück Rindvieh bei einem Anteil von etwa 5.000 Milchkühen. Im gleichen Umkreis sind auch 17 Betriebe in der gärtnerischen Tierhaltung und Tierzucht (Fischzucht) tätig.

### 1.2.3 Industrie

Im vorwiegend landwirtschaftlich ausgerichteten Raum in der Nähe des Standortes gibt es nennenswerte Industriean-siedlungen nur in der Gemeinde Kirchhösen und in der Stadt Hameln. In einem Umkreis von 5 km (7 km) gab es nach der Zählung von 1971 449 Arbeitsstätten mit 2710 Beschäftigten (704 Arbeitsstätten mit 4005 Beschäftigten); die Industriebetriebe mit mehr als 10 Beschäftigten nach dem Stand vom 30.9.1971 sind in Tabelle 1.2/4 enthalten.

Das landesplanerische Rahmenprogramm für die Gemeinde Emmerthal sieht für den Ortsteil Kirchhösen den Ausbau

und die weitere Entwicklung von Industrie- und Gewerbegebieten vor; eine gezielte Industrieansiedlung ist dagegen nicht geplant.

#### 1.2.4 Landschaftsschutzgebiete

Der Standort liegt nicht in einem Landschaftsschutzgebiet. In der Planung sind Landschaftsschutzgebiete auf dem rechten Weserufer und südlich vom Standort ausgewiesen.

#### 1.25 Verkehrswege

##### 1.2.5.1 Straßen

Der Straßenanschluß des Standortes ist durch die Bundesstraße 83 (Minden - Bebra) gegeben, die in ihrem Verlauf weitgehend dem Wesertal folgt und vorläufig noch das vorgesehene Kraftwerksgelände durchquert.

Im Landesentwicklungsplan ist die Verlegung der B 83 zur Ortsumgehung der Gemeinde Kirchhösen ausgewiesen. Es ist geplant, die Verlegung der B 83 im Bereich des Standortes zeitlich vorzuziehen, um die uneingeschränkte Nutzung des Standortes zu ermöglichen (siehe Zeichnungen Nr. 1.1/1 und 1.1/2).

Die Verkehrsfrequenz auf der B 83 beträgt nach der Verkehrszählung von 1970 4.335 Pkw und 1.000 Lkw pro Tag.

Angaben über den Transport gefährlicher Güter werden hierbei nicht gemacht.

Die B 83 als Nord-Süd-Verbindung stellt den Anschluß an die BAB Hannover - Oberhausen (Anschlußstelle Bad Eilsen) her. Eine Ost-West-Verbindung in Standortnähe ist durch die B 1 gegeben, die in etwa 9 km Entfernung nordwestlich vom Standort vorbeiführt und im Stadtgebiet von Hameln teilweise mit der B 83 zusammenfällt. Gemeinsamer Flußübergang der beiden Bundesstraßen ist die Weserbrücke in Hameln.

#### 1.2.5.2 Bahnlinien

Es ist ein Bahnanschluß zu der in etwa 600 m Entfernung parallel zur südwestlichen Anlagenbegrenzung vorbeiführenden Eisenbahnstrecke 261 (Hameln - Vorwohle) der Vorwohle Emmerthaler Verkehrsbetriebe GmbH, Bodenwerder vorgesehen. Die eingleisige, voll tragfähige Linie stößt im Norden am Bahnhof Emmerthal auf die Strecke 260 (Hannover - Hameln - Bad Pyrmont - Altenbeken) der Deutschen Bundesbahn und hat im Süden über das Teilstück Vorwohle - Kreiensen Anschluß an die Strecke 250 (Hannover - Kassel oder Bebra). Nach Auskunft der Verkehrsbetriebe fahren planmäßig 8 Züge im Personen- und 5 Züge im Güterverkehr täglich über Grohnde, Gefährliche Güter werden nicht transportiert.

Die Verkehrsfrequenz der Strecke 260 beträgt 40 Züge pro Tag im Personen- und 46 Züge pro Tag im Güterverkehr.

#### 1.2.5.3 Wasserstraßen

Die Oberweser wird im Teilbereich von Hameln bis Bodenwerder in der Regel von Schiffen bis zu 1000 t befahren und ist für diese praktisch ganzjährig schiffbar.

Die Verkehrshäufigkeit im Güterverkehr beträgt an der Schleuse Hameln etwa 2 - 3 Schiffe pro Tag im Sommer und 1 - 2 Schiffe pro Tag im Winter (Daten von 1972 und 1973). Am Standort kommen im Sommer noch etwa 2 Schiffe pro Tag im Personenverkehr hinzu.

Die vorwiegend transportierten Lasten sind Getreide in beiden Richtungen, Kali und Splitt im Talverkehr.

Gefährliche Güter sind in dem betrachteten Zeitraum nicht transportiert worden.

Der nächstgelegene Hafen in Hameln besitzt keine Einrichtungen zur Umsetzung größerer Lasten, sondern ist auf die Getreideverladung ausgerichtet.

#### 1.2.5.4 Luftstraßen

Mit Ausnahme eines mittlerweile als Sonderlandeplatz eingestuften ehemaligen Segelfluggeländes südlich von Bad Pyrmont sind in einem Umkreis von 30 km vom Standort keine für Motorflugzeuge geeigneten Landeplätze; die drei nächstgelegenen derartige Plätze Rinteln, Detmold und Höxter können nur von kleineren Luftfahrzeugen benutzt werden. In der Planung ist ein schon genehmigter Verkehrslandeplatz bei Herkensen ca. 8 km nordwestlich von Hameln.

Die üblicherweise von Verkehrsmaschinen benutzte Route A 9 führt mit einer Mindestflughöhe von 1200 m etwa 10 km westlich des Standortes vorbei.

Das militärische 250-Fuß-Tieffluggebiet AREA 3 reicht in seiner nördlichsten Ausdehnung bis an den Standort heran, die zugehörigen Tiefflug-Verbindungsstrecken 4 und 5 führen dagegen in 25 km bzw. 20 km Abstand beidseitig am Standort vorbei.

Der Standort liegt z.Z. unter einer Nachttiefflugstrecke, die zeitweilig in etwa 700 m Höhe über Grund in 5-Minuten-Abständen beflogen werden kann. Die Auswahl unter den möglichen Routen ist einer täglichen Änderung unterworfen.

### 1.3 Umweltbeeinflussung durch den Betrieb der Anlage

#### 1.3.1 Allgemeine Bemerkungen

Maßgebend für die Beeinflussung der Umwelt durch ein Kernkraftwerk ist neben der Tatsache, daß der Baukörper mit den dazugehörigen Nebenanlagen an dem Standort errichtet wird, und damit einen gewissen, rein subjektiven Bewertungen unterliegenden "Einfluß" auf die Landschaft ausübt, die Tatsache, daß die Verfahrenstechnik eine Einflußnahme auf die Standortumgebung mit sich bringt.

Ziel aller Maßnahmen technischer Art, die durch den derzeitigen Stand der Wissenschaft und Technik bestimmt sind, ist, diese verfahrenstechnische Beeinflussung der Umgebung so gering wie nur irgend möglich zu halten.

Im folgenden werden die möglichen verfahrenstechnischen Quellen aufgezeigt und es werden die grundsätzlichen Bedingungen genannt, die von der Kernkraftanlage eingehalten werden.

#### 1.3.2 Abwasserabgabe

Alles im Kraftwerk anfallende radioaktive oder möglicherweise radioaktive Abwasser wird innerhalb der Kontrollzone gesammelt und einer Abwasseraufbereitung zugeführt. In der Abwasseraufbereitung werden die radioaktiven Bestandteile soweit entfernt, daß das Abwasser, sofern es nicht in der Anlage verbleibt, dem in die Weser zurückfließen den Kühlwasser beigemischt werden kann.

Umfangreiche Überwachungsmaßnahmen und Verriegelungen stellen sicher, daß die Aktivitätskonzentration des in das

Kühlwasser abgegebenen Abwassers den Wert von  $5 \times 10^{-4}$  Ci/m<sup>3</sup> nicht überschreitet. Bei Einhaltung folgender mit dem Abwasser in die Weser einzubringender zusätzlicher Aktivität von

2 Ci/a	ohne H-3
1600 Ci/a	H-3

kann sichergestellt werden, daß - auch unter Berücksichtigung der Vorbelastung der Weser durch das Kernkraftwerk Würgassen - eine Gefährdung der Bevölkerung weder durch den Genuß von Trinkwasser (soweit dies der Weser entnommen wird) noch über die Nahrungsmittelketten (Bewässerung, Fischverzehr) noch über die äußere Strahlenbelastung (z.B. beim Baden) gegeben ist.

Die als zulässig erachteten Dosiswerte, die auf die Wirkungen radioaktiven Abwassers aus Kernkraftwerken zurückgehen, werden mit Sicherheit nicht erreicht.

Bei der für das Kernkraftwerk Grohnde zur Anwendung kommenden kühlturmgestützen Frischwasserkühlung steht in jedem Fall eine ausreichende Verdünnungswassermenge zur Verfügung, so daß auch auf diesem Wege die Einhaltung der vorgegebenen Grenzwerte gewährleistet ist.

Die chemische Beschaffenheit des abgeleiteten Abwassers wird charakterisiert durch einen pH-Wert zwischen 6,5 und 8,0. Der Gesamtsalzgehalt wird maximal 2 % über dem Salzgehalt des Weserwassers liegen.

## 1.3.3 Abluftabgaben

Das am Standort Grohnde zu errichtende Kernkraftwerk mit einem Druckwasserreaktor wird mit Anlagen ausgerüstet, die es gestatten, die spezifische Aktivität der infolge des Anlagenbetriebes entstehenden radioaktiven Stoffe wie Edelgase, Aerosole, Jod-131, so zu verringern, daß sie der Gebäudeabluft beigemischt werden können. Die in dieser Ab- luft enthaltenen Spuren radioaktiver Bestandteile werden mit geeigneten Meßgeräten, die redundant ausgelegt sind, überwacht und über einen Abluftkamin an die Umgebung ab- gegeben.

Bei Einhaltung folgender Abgabewerte

3,6 Ci/h	an radioaktiven Edelgasen
$1,2 \cdot 10^{-3}$ Ci/h	an langlebigen Aerosolen (HWZ > 8 d)
$3 \cdot 10^{-5}$ Ci/h	an Jod 131

kann aufgrund der Lage des Standortes und der dort vor- liegenden meteorologischen Verhältnisse im Kombinat mit dem für das Kraftwerk vorgesehenen Abluftkamin sicherge- stellt werden, daß auch am ungünstigsten Aufpunkt in der Umgebung außerhalb des Kraftwerksgeländes die zusätzliche radiologische Belastung für die Bevölkerung in jedem Fall mit Abstand unterhalb des zulässigen Wertes von 30 mrem/a bleibt und im Mittel den Wert von 1 mrem/a nicht über- schreitet. Darüberhinaus wird die Abgabe auf den Wert be- schränkt, der für einen ungehinderten Betrieb des Kraft- werkес notwendig ist.

#### 1.3.4 Umgebungsüberwachung - Beweissicherung

Ein wesentlicher Bestandteil in der Ermittlung möglicher Umwelteinflüsse durch den Betrieb des Kernkraftwerkes Grohnde ist die Durchführung eines umfangreichen Programms zur Umgebungsüberwachung. Das Programm gliedert sich in zwei Komplexe

- Feststellung des Zustandes vor Inbetriebnahme der Anlage
- Ständige Überwachung nach Inbetriebnahme

Zur Feststellung des Zustandes vor der Inbetriebnahme wird mindestens zwei Jahre vorher ein Meßprogramm durchgeführt, das sich gliedert in Luftüberwachung, in Boden- und Bewuchsüberwachung und in eine Überwachung der Weser und des Grundwassers. Dies geschieht zum Teil in festen Meßstationen - es werden 3 Meßhäuser in den Ortsteilen Kirchohnsen, Latferde und Grohnde in etwa 1000 - 1500 m Abstand vom Standort zur radiologischen Überwachung der Umgebungsstrahlung, des Niederschlages, der Luft und der Luftfeuchtigkeit errichtet - und in gezielten Meßfahrten.

Nach Inbetriebnahme der Anlage werden diese Messungen in einem modifizierten Umfang, basierend auf den vorbetrieblichen Messungen, fortgeführt. Durch diese Maßnahmen ist sichergestellt, daß jederzeit ein lückenloser Nachweis - zusammen mit den Aufzeichnungen über das Betriebsgeschehen - darüber geführt werden kann, ob durch den Betrieb des Kraftwerkes eine Beeinflussung der Umwelt vorliegt.

### 1.3.5 Kühlwasserabgabe

Die für Kühlzwecke benötigte Weserwassermenge von etwa  $55 \text{ m}^3/\text{s}$  wird nach Durchfließen der Wärmetauscher wieder in die Weser zurückgeleitet.

Durch wasserbautechnische Modellversuche am Franzius-Institut der TU Hannover wird sichergestellt, daß durch die Entnahme und Wiedereinleitung auch im Falle einer eventuellen späteren Stauerrichtung kein unzulässiger Einfluß auf die Schifffahrt, auf das Flußprofil sowie auf den Hochwasserabfluß ausgeübt wird. Die Versuche werden weiterhin dazu dienen, die Kühlwasserbauwerke im Hinblick auf eine optimale Durchmischung des erwärmten Kühlwassers mit dem Flußwasser zu gestalten und das Rückströmen von Kühlwasser vom Rückgabe- zum Entnahmewerk zu verhindern.

Die Errichtung von Kühltürmen (projektiert: 2 Einheiten von ca. 90 cm Durchmesser und ca. 130 m Höhe) gewährleistet, daß behördliche Auflagen hinsichtlich der Erwärmung des Weserwassers jederzeit eingehalten werden können. Gleichzeitig wird sichergestellt, daß eine eventuell verbleibende Resterwärmung der Weser durch das 75 km flußaufwärts gelegene Kernkraftwerk Würgassen mittels der Grohnder Kühltürme entsprechend der entnommenen Wassermenge abgebaut wird.

Eine zweckmäßige Gestaltung der Kühlwasserbauwerke (Kraftschlußbecken, Tauchkanal, Absturzbauwerke) wird dafür sorgen, daß die zurückfließende Kühlwassermenge auch ohne Kühlturmbetrieb jederzeit bis zur Sättigung mit Sauerstoff angereichert wird. Hierdurch ist garantiert, daß - wie im Kraftwerk Würgassen erprobt und nachgewiesen - dem Fluß immer mindestens die Sauerstoffmenge mitgegeben wird, die dem Mehrverbrauch durch Erwärmung entspricht.

### 1.3.6 Kühlwasserverhältnisse

Die Wasserführung der Weser reicht nicht zu allen Zeiten für die Deckung des Kühlwasserbedarfes aus. Um den Kraftwerksbetrieb dennoch in vollem Umfange aufrecht erhalten zu können, werden Vorkehrungen getroffen, die es gestatten, einen Teil der Gesamtmenge im geschlossenen Kreislauf zu fahren. In diesem Falle wird das Kühlwasser über Kühltürme rückgekühlt und dem Prozeß wieder zugeführt. Nur derjenige Anteil der Gesamtmenge, der der Weser dann noch entnommen werden kann, wird ihr - vermindert um zwangsläufige Verdunstungsverluste von etwa  $0,7 \text{ m}^3/\text{s}$  - nach Rückkühlung wieder zugeführt.

### 1.3.7 Kühlturmauswirkungen

Schädliche Auswirkungen des Kühlturmbetriebes auf die nähere und weitere Umgebung des Kraftwerkes sind nicht zu erwarten. Wie der für den Standort Kaiseraugst/Rhein angefertigte "Kühlturmbericht" der Eidgenössischen Kühlтурmkommission eindeutig nachweist, sind bei der auch in Grohnde zur Anwendung kommenden Bauart wegen der großen Höhe des Schwadenaustrittes Beeinflussungen der Luftfeuchtigkeit in Bodennähe nicht möglich. Damit sind auch alle hieraus rührenden negativen Veränderungen des Mikroklimas wie auch zusätzliche Nebelbildung ausgeschlossen.

### 1.3.8 Geräuschbildung

Vorkehrung werden dafür sorgen, daß an keiner Stelle in der Umgebung des Kraftwerkes die durch die Technische Anleitung zum Schutz gegen Lärm (TA Lärm) festgelegten Immissionsrichtwerte überschritten werden. Es ist eine spezifische Eigenart von Kernkraftwerken, wegen des Fehlens von Brennstofftransporten und - umschlag sowie wegen der aus Sicherheitsgründen weitgehenden Abschirmung besonders geräuscharm zu arbeiten.

### 1.3.9 Explosionen

An dem Weserufer, das dem Standort gegenüberliegt, befindet sich derzeitig in Nähe der Ortschaft Hagenohsen (Am Unteren Hell-Berg) ein Munitionslager der britischen Streitkräfte. Nach den Bestimmungen der Bundeswehr muß um derartige Munitionslager ein Schutzbereich, der von der eingelagerten Munitionsmenge abhängig ist, eingehalten werden, in dem kein Objekt besonderer Bedeutung errichtet werden darf.

Der Bundesminister der Verteidigung plant in Übereinstimmung mit dem Lande Niedersachsen und den britischen Streitkräften die Verlegung oder Teilverlegung des Munitionslagers. Solange die Verlegung nicht erfolgt ist, sollen die für die Festlegung eines Schutzbereiches maßgebenden Munitionsbestände so verringert werden, daß der Kraftwerksstandort immer außerhalb des dann festgelegten Schutzbereiches liegt.

### 1.3.10 Energieabfuhr

Der im Kraftwerk erzeugte Strom wird über ein noch zu errichtendes Umspannwerk in die wenige Kilometer westlich des Standorts vorbeiführende 380 kV Leitung der Preußenelektra und in das der Regionalversorgung dienende 110 kV-Netz eingespeist.

### 1.3.11 Landschaftsschutz

Jede größere Industrieanlage übt einen Einfluß auf die Landschaft aus. So wird auch der Baukörper des Kraftwerks mit den Kühltürmen in dem Gebiet zwischen Kirchohsen und Grohnde zweifellos ein bestimmender Faktor sein, wobei die ca. 130 m hohen Kühltürme mit Sicherheit die Landschaft am nachhaltigsten prägen werden.

Die Wahl der Abmessungen der zum uneingeschränkten Betrieb des Kraftwerks notwendigen Kühltürme nach Höhe und Breite erfolgt unter Berücksichtigung der sonst waagerecht gegliederten Landschaft, so daß dem Wesertal in diesem Bereich durch Betonung der Senkrechten ein reizvoller Akzent hinzugefügt wird.

Tabelle 1.1/1

## Mittlerer jährlicher Ausbreitungsfaktor

Standorthöhe: 72 m üNN

Kaminhöhe: 130 m

Wind: 50 % des Jahres in Richtung Aufpunkt

Aufpunkt- höhe (m üNN)	Entfernung (m)											
	400	600	800	1.000	1.500	2.000	3.000	4.000	5.000	10.000	15.000	20.000
	Mittlerer jährlicher Ausbreitungsfaktor (s/m <sup>3</sup> )											
72	2,4 / -8	8,5 / -8	1,3 / -7	1,5 / -7	1,4 / -7	1,4 / -7	1,5 / -7	1,5 / -7	1,5 / -7	9,7 / -8	6,8 / -8	5,0 / -8
75	2,6 / -8	9,2 / -8	1,4 / -7	1,6 / -7	1,4 / -7	1,4 / -7	1,6 / -7	1,6 / -7	1,6 / -7	1,0 / -7	7,1 / -8	5,2 / -8
80	n.z.	1,1 / -7	1,6 / -7	1,8 / -7	1,6 / -7	1,6 / -7	1,8 / -7	1,8 / -7	1,7 / -7	1,1 / -7	7,5 / -8	5,5 / -8
85	n.z.	n.z.	n.z.	1,9 / -7	1,8 / -7	1,9 / -7	2,0 / -7	2,0 / -7	1,8 / -7	1,1 / -7	8,0 / -8	5,9 / -8
90	n.z.	n.z.	n.z.	2,1 / -7	2,0 / -7	2,1 / -7	2,3 / -7	2,1 / -7	2,0 / -7	1,2 / -7	8,5 / -8	6,3 / -8
95	n.z..	n.z.	n.z.	n.z.	2,3 / -7	2,5 / -7	2,6 / -7	2,4 / -7	2,1 / -7	1,3 / -7	9,2 / -8	6,7 / -8
100	n.z.	n.z.	n.z.	n.z.	2,6 / -7	2,8 / -7	2,8 / -7	2,6 / -7	2,3 / -7	1,5 / -7	9,9 / -8	7,2 / -8
105	n.z.	n.z.	n.z.	n.z.	3,0 / -7	3,2 / -7	3,2 / -7	2,9 / -7	2,6 / -7	1,6 / -7	1,1 / -7	7,9 / -8
110	n.z.	n.z.	n.z.	n.z.	3,5 / -7	3,7 / -7	3,6 / -7	3,2 / -7	2,8 / -7	1,7 / -7	1,2 / -7	8,4 / -8
115	n.z.	n.z.	n.z.	n.z.	4,1 / -7	4,3 / -7	4,0 / -7	3,6 / -7	3,1 / -7	1,9 / -7	1,2 / -7	9,2 / -8
120	n.z.	n.z.	n.z.	n.z.	4,9 / -7	5,0 / -7	4,5 / -7	4,0 / -7	3,4 / -7	2,0 / -7	1,3 / -7	9,9 / -8
125	n.z.	n.z.	n.z.	n.z.	5,7 / -7	5,7 / -7	5,1 / -7	4,4 / -7	3,8 / -7	2,2 / -7	1,4 / -7	1,1 / -7
130	n.z.	n.z.	n.z.	n.z.	6,9 / -7	6,7 / -7	5,8 / -7	4,9 / -7	4,3 / -7	2,4 / -7	1,6 / -7	1,2 / -7
135	n.z.	n.z.	n.z.	n.z.	8,4 / -7	7,6 / -7	6,6 / -7	5,6 / -7	4,8 / -7	2,6 / -7	1,7 / -7	1,3 / -7
140	n.z.	n.z.	n.z.	n.z.	9,8 / -7	9,2 / -7	7,5 / -7	6,3 / -7	5,4 / -7	2,8 / -7	1,9 / -7	1,3 / -7

n.z. = Höhen-Entfernungskombination nicht zutreffend

$$1,5 / -8 = 1,5 \cdot 10^{-8}$$

Tabelle 1.1/2

## Ausgangswerte zur Ausbreitungsrechnung

Diffusions-kategorie	A	B	C	D	E	F
Häufigkeit (%)	1,0	8,1	11,0	57,0	8,7	14,2
Exponent des Windgeschw.-profils	0,09	0,20	0,22	0,28	0,37	0,42
"charakteristi sche" Windgeschw. in Anemometerhöhe (m/s)	1,5	1,5	2	3	1,5	1
Gemittelte Windgeschw. nach Drimmel (m/s) für 130 m Kaminhöhe	1,8	2,3	3,2	5,5	3,4	1,5

## Tabelle 1.2/1

Wohnbevölkerung im Umkreis von 10 km vom Standort

Quelle: Bev.-Fortschreibung 31.12.1971

Bereich (km)	Ort	Entf. (km)	Richtg.	Einw.	Einw. i. Umkreis	
0 - 1	-	-	-	-	-	(kumul.)
1 - 2	Latferde	1,5	O	283		
	Grohnde	1,8	SSO	1297		
	Kirchohsen	1,8	NW	2382	3962	
2 - 3	Hagenohsen	2,1	NNW	654		
	Emmern	2,8	NW	1503	2157	6119
3 - 4	Frenke	3,2	SO	116		
	Börry	3,6	O	731	847	6966
4 - 5	Tündern	4,2	NW	2110		
	Hajen	4,3	SO	587		
	Hämelschenburg	4,6	W	360		
	Voremberg	4,8	NO	373		
	Hastenbeck	4,9	N	1044		
	Ohr	5,0	NW	465	4939	11905
5 - 6	Brockensen	5,3	O	151		
	Amelgatzen	5,3	SW	719	870	12775
6 - 7	Bessinghausen	6,1	O	95		
	Lüntorf	6,2	SSW	528		
	Welsede	6,3	SW	382		
	Daspe	(H) 6,5	SO	208		
	Klein-Berkel	6,6	NW	4267		
	Hehlen	(H) 7,0	SO	1721	7201	19976
7 - 8	Heyen	(H) 7,2	OSO	595		
	Esperde	7,3	O	398		
	Afferde	7,3	N	3962		
	Gellersen	7,4	W	296		
	Groß-Berkel	7,7	NW	2863	8114	28090
8 - 9	Diedersen	8,1	NO	505		
	Lichtenhagen	(H) 8,2	SW	315		
	Bisperode	(H) 8,3	NO	1385		
	Thal	8,4	SW	738		
	Hameln	8,5	NW	46806	49749	77839
9 - 10	Selxem	9,1	W	150		
	Kemnade	(H) 9,2	SO	1236		
	Harderode	(H) 9,2	O	414		
	Kreipke	(H) 9,4	OSO	48		

(H) Kreis Holzminden,  
sonst Kreis Hameln-Pyrmont

Tabelle 1.2/1 - Fortsetzung

Bereich (km)	Ort		Entf. (km)	Richtg.	Einw. i. Umkreis	
						(kumuliert)
9 - 10	Brökeln	(H)	9,6	SO	199	
	Behrensen		9,7	NO	365	
	Eichenborn		9,7	SW	203	
	Ottenstein	(H)	9,8	S	937	
	Kl.-Hilligsfeld		9,8	N	190	
	Bodenwerder	(H)	9,9	SO	3489	
	Löwensen		9,9	SW	1026	
	Königsförde		9,9	WNW	395	
	Bessingen	(H)	10,0	NO	355	
	Bremke	(H)	10,0	O	315	
	Hohe	(H)	10,0	SO	201	9523      87362

Tabelle 1.2/2

## Städte und Gemeinden mit mehr als 10.000 Einwohnern im Umkreis von 10 - 30 km vom Standort

Quelle: Niedersachsen Bev.-Fortschreibung vom 31.12.1971  
NRW Bev.-Fortschreibung vom 30.06.1972

Ort	Entfernung (km)	Richtung	Einwohner
Bad Pyrmont	12	SW	16.371
Lügde	13	SW	10.819
Springe	22	NNO	12.985
Blomberg	23	WSW	14.805
Holzminden	23	S	22.003
Extertal	23	WNW	13.043
Rinteln	28	NW	11.061
Steinheim	29	SW	12.063
Höxter	29	S	33.070
Alfeld	29	O	13.325
Wennigsen/D.	29	NNO	11.509
Barsinghausen	30	N	21.254

Tabelle 1.2/3

## Boden Nutzung im Umkreis des Standortes nach der Landwirtschaftlichen Erhebung 1971

	Gemeindegebiet Emmerthal	10-km-Umkreis
Waldfläche	5283	11751
Grünland	1122	3689
Ackerland	5501	15241
Getreide	4042	12234
Hackfrüchte	1062	2334

### (Wirtschaftsflächen in ha)

Tabelle 1.2/4

Industriebetriebe im Umkreis von 7 km vom Standort

Stand: 30.9.1971

Gemeinde	Zahl der Betriebe gesamt	Branche davon	Beschäftigte ca.
Kirchohsen	13	3 Chemie 2 Nahrungs- und Genußmittel 3 Holzbearbeitung 3 Stahlverarbeitung 2 Verschiedene	690 300 300 30
Emmern	1	Steine und Erden	10
Hagenohsen	1	Holzverarbeitung	120
Tündern	5	1 Nährmittel 4 Steine und Erden	90
Hämelschenburg	2	Holzverarbeitung	25
Hastenbeck	2	Holzverarbeitung	110
Amelgatzen	1	Holzverarbeitung	125
Welsede	1		20
Kl. Berkel	6	Holzverarbeitung, Chemie Feinmechanik, Druck	65

2. Kraftwerksanlage

## 2.1 Bauanlagen (Zeichnung Nr. 2.1/1 bis 2.1/26)

## 2.1.1 Gesamtanordnung und allgemeine Bauausführung

Die Anordnung der einzelnen Kraftwerksgebäude ist aus dem Lageplan ersichtlich. Besonderes Augenmerk wurde der Zuordnung der einzelnen Baukörper untereinander gewidmet. Hierbei wurden besonders die Gebäude betrachtet, deren Anlagen und Systeme miteinander durch zum Teil aufwendige Rohr- und Kabeltrassen verbunden sind. Das trifft im wesentlichen für folgende Bauteile zu:

- Reaktorgebäude mit Innenzylinder und Ringraum
- Reaktorhilfsanlagengebäude
- Schaltanlagengebäude mit Warte und
- Maschinenhaus

Ein Teil des Umfanges des Reaktorgebäudes wird vom Hilfsanlagengebäude umschlossen. Alle Anlagen, die durch austenitische Leitungen verbunden sind, wurden in beiden Gebäuden so nahe zu dieser gemeinsamen Berührungsfläche herangerückt, wie es eine sinnvolle Raumaufteilung zuläßt.

Das ans Reaktorhilfsanlagengebäude anschließende Schaltanlagengebäude, in dem sich die Kraftwerkswarte befindet, überdeckt mit seiner Länge etwa die Breite von Reaktor- und Reaktorhilfsanlagengebäude. Diese Anordnung ist zweckmäßig, um die Kabelverbindungen zum Reaktorgebäude, Reaktorhilfsanlagengebäude und Maschinenhaus möglichst in kurzen, getrennt geführten Trassen, frei von Kreuzungen mit Hauptrohrwegen, verlegen zu können. Zwischen Schaltanlagen- und Reaktorgebäude und - soweit erforderlich - dem Reaktorhilfsanlagengebäude, werden die Kabel in getrennten Trassen, in denen sie

jeweils redundant verlegt sind, geführt. Die Trasse der allgemeinen Kabelverbindungen zu den Reaktorhilfsanlagen verläuft längs der dem Reaktorgebäude gegenüberliegenden Außenwand des Reaktorhilfsanlagengebäudes. Den einzelnen Anlagenräumen werden die Kabel von dieser Trasse her und die Rohrleitungen von dem dem Reaktorgebäude zugewandten Rohrkanal her zugeführt, so daß die Kreuzung von Rohr- und Kabelwegen vermieden wird.

Das Maschinenhaus befindet sich auf der Nordostseite des Reaktorgebäudes. Es ist mit dem Reaktorgebäude über eine nur vom Maschinenhaus her zugängliche Rohrbrücke verbunden, über die die Frischdampf- und Speisewasserleitungen geführt werden. Mit dem Schaltanlagengebäude steht das Maschinenhaus über einer auf Höhe des Maschinenhausflures begehbarer Brücke, unter der sich eine Kabeltrasse befindet, in Verbindung. Eine zweite Kabeltrasse verläuft parallel hierzu in einem erdverlegten Kanal. Der Fremdnetztransformator befindet sich zwischen Maschinenhaus und dem Schaltanlagengebäude.

Das Maschinenhaus selbst ist in seinen Abmessungen weitgehend auf den Turbosatz und die mit diesem in Verbindung stehenden Energie- und Volumenströme abgestimmt. Im Bereich des Hochdruckgehäuses der Turbine wird die auf kürzestem Wege vom Reaktorgebäude ankommende Frischdampfleitung ins Maschinenhaus geführt. Die Hauptkühlwasservor- und -rücklaufleitungen zum Kühlwasser- bzw. Kühlturmpumpenbauwerk werden an der Nordostseite ins Maschinenhaus geführt.

Die erzeugte elektrische Energie wird am generatorseitigen Ende des Maschinenhauses über zwei Blocktransformatoren ins Netz gespeist.

Die Zwischenräume zwischen Maschinenhaus und Reaktor- bzw. Schaltanlagengebäude sowie zwischen Schaltanlagen- und Reaktorgebäude haben den Zweck, die Zugänglichkeit zu allen Gebäuden mit einer großen Anzahl von Baugeräten zu ermöglichen.

Dadurch kann bei der Erstellung die terminliche Abhängigkeit der einzelnen Baukörper voneinander verhindert werden.

Das Notstromdieselgebäude sowie das Wasseraufbereitungs- und Hilfskessel-Gebäude sind südöstlich des Schaltanlagengebäudes angeordnet. Die Werkstätten und Lager sind im Hinblick auf eine mögliche Kraftwerkserweiterung nach Südwesten erweiterungsfähig.

Das Verwaltungsgebäude mit Kantine und Pförtner befindet sich südwestlich der Bundesstraße 83 und ist von dort auf kurzen Wege erreichbar.

Die übrigen Nebenanlagen sind den örtlichen Gegebenheiten und den Erfordernissen des Kraftwerksbetriebes angepaßt. Es sind 200 Parkplätze für PKW und 50 für Krafträder vorgesehen.

Bei der Planung wurde Rücksicht auf eine mögliche Erweiterung genommen.

Die Gebäude des Kraftwerkes werden jeweils nach den technischen Erfordernissen auf durchgehenden Stahlbetonplatten, Streifen- oder Einzelfundamenten gegründet.

Die Gebäude des Kraftwerkblockes und die Kraftwerksnebengebäude werden auf tragfähigen Bodenschichten gegründet.

Die Gebäude des Kraftwerkblockes sowie die Kraftwerksnebengebäude stehen in druckwasserdichten Grundwasserwannen bis OK = + 71,70 m NN, (30 cm unter Gelände) die zusätzlichen Schutz gegen das Austreten von radioaktiven Flüssigkeiten in den Untergrund bieten. Die Ausführung der Abdichtung wird nach neuesten Erkenntnissen als wasserdruckhaltende bituminöse Spachtelisolierung unter Berücksichtigung der örtlichen Gegebenheiten aus Grundwasserabsenkung, Baugrund und Statik ausgeführt. Zusätzlich wird die Betonkonstruktion bis OK Gelände aus wasserundurchlässigem Beton hergestellt.

Sonstige Bauteile unter OK Gelände werden in wasserdurchlässigem Beton hergestellt und mehrfach mit Bitumen gestrichen.

Der Dachaufbau ist bei allen Gebäuden außer dem Reaktorgebäude wie folgt vorgesehen: Rohdecke je nach statischen und konstruktiven Erfordernissen in Stahlbeton oder Leichtbeton-Fertigteilplatten,

1 Voranstrich

Dampfdruckausgleichsschicht,

Glasvliesbahn, Dampfsperre,

Wärmedämmenschicht in einer den bauphysikalischen Erfordernissen entsprechenden Stärke,

Druckausgleichsschicht,

naht- und fugenloser Dachbelag mit Schiefersplitteinstreuung.  
Die Kuppel des Reaktorgebäudes bleibt in Sichtbeton.

Für die Festlegung der Höhenlage der einzelnen Bauwerke wurden folgende Geländekoten und Wasserspiegellagen der Weser zugrunde gelegt:

Kraftwerksgelände	+ 72,00	m ü. NN
Kraftwerksnullkote	+ 72,20	m ü. NN
NNW	+ 64,90	m ü. NN
MW	+ 66,10	m ü. NN
100jähriges HHW	+ 71,80	m ü. NN
1000jähriges HHW	+ 72,80	m ü. NN

Für Gebäude mit nuklearen Anlageteilen und für solche, die der nuklearen Sicherheit dienen, werden die Eingänge auf + 73,60 m ü. NN - d. h. 80 cm über dem Wasserstand des höchsten bisher bekannten Katastrophenhochwassers - gelegt.

Die an der Weser gelegenen Bauwerke zur Entnahme und Wiedereinleitung von Kühlwasser werden in einem wasserbaulichen Modellversuch untersucht.

Einwirkungen von außen wie Erdbeben, Flugzeugabsturz usw. werden bei der Auslegung der sicherheitstechnisch relevanten Gebäude und Anlageteile berücksichtigt (siehe auch Kap. 4.5.6).

## 2.1.2 Reaktorgebäude (Zeichnung Nr. 2.1/4 bis 2.1/10)

## 2.1.2.1 Aufbau und Anlagenanordnung

Im Inneren der Sicherheitshülle sind das gesamte unter Betriebsdruck stehende Reaktorkühl- und Druckhaltesystem sowie Teile der unmittelbar damit in Zusammenhang stehenden nuklearen Hilfsanlagen untergebracht.

Die Reaktorgrube für den Reaktordruckbehälter mit seiner biologischen Abschirmung aus Stahlbeton befindet sich in der unteren Gebäudenhälfte.

Die Räume innerhalb der Sicherheitshülle gliedern sich in zwei Gruppen:

- in nicht begehbarer Räume (die Anlagenräume) und
- in begehbarer Räume (die Betriebsräume).

Beide Raumgruppen werden durch getrennte Umluftanlagen versorgt.

In den Anlagenräumen, die innerhalb des Splitterschutzzylinders aus Stahlbeton liegen, sind folgende Komponenten und Systeme angeordnet:

- Reaktor
- Dampferzeuger mit Hauptkühlmittelpumpen und Primärleitungen
- Druckhaltesystem mit Behälter und Armaturen
- Schildkühlung (integriert in Umluftanlage)
- Wärmetauscher und Armaturen des Volumenregelsystems

In den Betriebsräumen innerhalb des Betonzyllinders - von den Anlagenräumen durch Betonwände und -riegel getrennt - sind untergebracht:

- Brennelementbecken
- Lademaschine
- Kugelmeßsystem
- Meßumformer
- Ölversorgung der Hauptkühlmittelpumpen

In den Betriebsräumen außerhalb des Betonzyllinders - zwischen Zylinder und Stahlhülle - befinden sich:

- Druckspeicher
- Umluftanlagen
- Armaturen und Meßumformer
- Lager für neue Brennelemente

Für die Montage aller Anlagenteile und zum Abheben der Betonriegel und des Reaktorbehälterdeckels beim Brennelementwechsel ist innerhalb der Sicherheitshülle ein Rundlaufbrückenkran vorgesehen.

Im Ringraum des Reaktorgebäudes, dem zylindrischen Raum unterhalb der Stahlhülle, sind folgende Hilfsanlagen untergebracht:

- Nachkühlsystem
- Beckenkühlsystem (integriert)
- Sicherheitseinspeisesystem mit Kernnotkühlsystem und Borwasserbehältern
- Kühler und Umwälzpumpen für nuklearen Zwischenkühlkreislauf
- HD Förderpumpen des Volumenregelsystems
- Leckabsaugesystem

Das Reaktorgebäude besteht aus einer kugelförmigen, gasdicht verschweißten Stahlhülle von 56,00 m Durchmesser, die von einer zylindrischen Betonschale mit einem äußeren Durchmesser von 64,80 m und einer Höhe von ca. 23,00 m über Gelände umgeben wird.

Der obere Abschluß des Gebäudes besteht aus einer halbkugelförmigen Betonschale, die in einem lichten Abstand von ca. 1,40 m den oberen Teil der Stahlhülle umschließt. Der Scheitelpunkt der Kuppel liegt auf der Kote + 54,60 m. Die Betonschale dient der Sekundärabschirmung, indem die Strahlenbelastung der Umgebung bei einem Reaktorunfall auf die zulässigen Werte reduziert wird. Außerdem bietet sie Schutz gegenüber "äußere Einwirkungen".

Die Betonaußenschalen werden in Sichtbeton mit vertikalem und horizontalem Scheinfugenraster ausgeführt. Neben einem Betonvorbau an der Betonaußenschale, der die Festpunktlasten der Frischdampfleitungen abträgt, spannen sich zwei getrennte Kabelbrücken als Stahlbetonkonstruktion zum Schaltanlagengebäude.

Der Rohrleitungsbau trägt wegen "äußerer Einwirkungen" die Lasten über ein eigenes Stützensystem ab. Die Gründung des Gebäudes erfolgt auf einer Grundplatte von ca. 3,50 m Dicke.

Um in jedem Fall ein Austreten von Radioaktivität aus dem Gebäude in den Untergrund und ein Eindringen von Wasser in das Gebäude zu verhindern, wird die gesamte Wanne, gebildet aus der Sohlplatte und der aufgehenden äußeren Stahlbeton-Zylinderschale, bis ca. 71,70 m NN nach DIN 4031 druckwasserdicht isoliert. Das Reaktorhilfsanlagengebäude wird auf die gleiche Weise wie das Reaktorgebäude isoliert und bildet mit diesem eine gemeinsame druckwasserdichte Wanne.

Die Stahlkugel ist im unteren Bereich in einem schalenförmigen Fundamentring eingebettet. Damit ein vollflächiges sattes Auflagern der Stahlkugel auf der Fundamentkalotte gewährleistet ist, wird der Fugenspalt zwischen Stahlkugel und Fundamentschale mit Zementmörtel vergossen. Hierfür werden im Bereich der Auflagerungszone horizontale Vergußstutzen in der Kalotte einbetoniert. Die inneren zylindrischen Betoneinbauten sind unmittelbar auf die Stahlhaut aufgesetzt.

Wand- und Deckendicken der Stahlbetonkonstruktion innerhalb und außerhalb der Stahlhülle werden vorwiegend durch die Bedingungen des Strahlenschutzes festgelegt.

Sämtliche Wand- und Bodenflächen der innerhalb der Sicherheitshülle gelegenen Räume, ferner die Wand- und Deckenflächen der im Bereich des Ringraumes gelegenen heißen Räume werden dekontaminierbar gestrichen, die Fußbodenflächen erhalten dekontaminierbare Beschichtung.

### 2.1.2.2 Gebäudestruktur und Sicherheitsumschließung

Das hier angewandte Prinzip der Sicherheitsumschließung besteht in einer sogenannten "Volldrucksicherheitshülle" mit "Sekundärabschirmung", "Ringraumabsaugung" und "Leckabsaugung im Schadensfall". Der Schutz der Umgebung gegen alle denkbaren radiologischen Auswirkungen des Auseinanderschlages wird dabei durch eine Reihe vorwiegend passiv wirkender Maßnahmen gewährleistet, die von innen nach außen angeordnet wie folgt wirksam werden:

Die baulichen Innenstrukturen fangen die bei einem Rohrbruch maximal in jeder Richtung wirksamen Reaktionskräfte und Druckdifferenzen auf und leiten diese in das Fundament. Diese im wesentlichen als starke Decken und als runder, bis zur Kranbahn reichender Trümmerschutzyylinder ausgebildeten Strukturen sind statisch auf die höchstmöglichen Kräfte und Differenzdrücke ausgelegt, obwohl sie, außer als Trümmerschutz, keine Funktion der Sicherheitsumschließung zu erfüllen haben. Die Abdeckriegel über Reaktorraum, Pumpen und Dampferzeugerschächten sind gegen Abheben gesichert und können unter den kurzzeitig wirksamen Differenzdrücken die Sicherheitshülle als Bruchstücke nicht erreichen.

Die kugelförmige Sicherheitshülle ist die eigentliche druckfeste und dichte Sicherheitsumschließung. Sie ist in ihrer unteren Kalotte elastisch gelagert und im übrigen freitragend aufgebaut.

Die aus Stahlbeton gefertigte Sekundärabschirmung ruht auf der Fundamentplatte und umspannt in ihrem oberen Teil die Sicherheitshülle in ausreichendem Abstand, um eine Begehbarkeit des Ringspaltes zu gewährleisten.

Die Sekundärabschirmung selbst ist nur gegen geringfügige Druckdifferenzen ausgelegt und nicht absolut dicht. Sie dient lediglich der Abschirmung und der Aufrechterhaltung einer gerichteten Strömung aus eventuell kleinsten Leckstellen von radioaktive Medien enthaltenden Systemen in die Ringraumabsaugung, durch welche der Luftinhalt des Ringraumes über Filter in den Abluftkamin gefördert wird.

Zusammenfassend sind für die Voll-Druck-Sicherheitshülle insbesondere folgende Gesichtspunkte zu nennen:

- Die mit Kompensatoren versehenen Durchführungen sind doppelwandig, für den vollen Innendruck ausgelegt und an einem Absaugesystem angeschlossen (Prinzip eines druckfesten Doppelcontainments mit Leckabsaugung im Schadensfall).
- Der Trümmerschutzzylinder umschließt alle hochdruckführenden Anlagenteile des Primärsystems und ist von der dichten Sicherheitshülle ganz unabhängig aufgebaut.
- Das Brennelementbecken ist innerhalb der Sicherheitshülle angeordnet, so daß der Brennelementwechsel im Inneren der Sicherheitsumschließung durchgeführt werden kann.
- Das Reaktorgebäude ist während des Betriebes der Reaktoranlage für Inspektions- und Wartungsarbeiten in den sogenannten Betriebsräumen begehbar.
- Die dichte und druckfeste Sicherheitshülle ist außerhalb des Fundamentes beidseitig zugänglich und inspizierbar.

## 2.1.2.3 Sicherheitshülle

Bei der Sicherheitshülle handelt es sich um einen Volldruckbehälter. Das bedeutet, daß die gesamte beim Auslegungsunfall freiwerdende Energie einen maximalen Druck im Dampf-Luft-Gemisch aufbaut, der von der Sicherheitshülle aufgenommen wird.

Die Sicherheitshülle hat die Form einer Kugel mit 56 m Durchmesser. Sie ruht in einer kalottenförmig ausgebildeten Fundamentschale. In einem ersten Montageabschnitt werden die untere Kalotte und die ersten Zonen montiert. Danach wird dieser Kugelteil abgesenkt und der Spalt zwischen Fundament und Stahlkalotte mit Beton ausgegossen. Anschließend werden die Betoneinbauten des zylinderförmigen Anlagenraumes bis zur Höhe der Kranbahn erstellt. Abschließend erfolgt der zweite Montageabschnitt bis zum kompletten Verschweißen der Gesamtkugel.

Da die Sicherheitshülle im Abstand von ca. 1,40 m mit der Beton-Sekundärabschirmung umgeben ist, ist die Kugel praktisch allen Witterungseinflüssen entzogen.

Der Zugang zum Kugelinnenraum erfolgt durch eine Personenschleuse. Alle größeren Materialtransporte erfolgen durch eine Materialschleuse. Sie ist in ihren Abmessungen für ein Transportbehälter für die verbrauchten Brennelemente ausgelegt. Zwei vorgesehene Notschleusen sichern einen möglichst kurzen Fluchtweg im Falle eines Reaktorschadens.

Während der Bauzeit ermöglicht eine große Montageöffnung den ungehinderten Transport von großen Anlageteilen, wie z. B. Reaktordruckbehälter und Dampferzeuger. Im Deckel dieser Öffnung ist die Materialschleuse angeordnet.

Die Sicherheitshülle wird nach den einschlägigen Vorschriften des Tank- und Behälterbaues ausgelegt. Insbesondere werden die AD-Merkblätter und die DIN-Normen berücksichtigt und, soweit erforderlich, durch geeignete Berechnungen ergänzt. Die statische Berechnungen unterliegen der amtlichen Prüfung. Als Rahmenvorschrift gilt die KWU-Spezifikation. Hierbei findet die Prüfung von Schweißnähten besondere Beachtung.

Als Werkstoff wird ein nach dem AD-Merkblatt W 1 zugelassener Stahl verwendet. Der Stahl hat mindestens SM-Qualität und ist alterungsbeständig. Für alle mit der Stahlhaut verschweißten Halterungen, Stutzen usw. werden beruhigte Stähle verwendet.

Zum Nachweis einer ausreichenden Festigkeit und Standsicherheit wird eine detaillierte Festigkeits- und Stabilitätsrechnung durchgeführt. Die Berechnung umfaßt den Auslegungs-, Betriebs- und Montagezustand. Hierbei werden Auslegungsdruck, Auslegungstemperatur, Wärmespannungen infolge ungleichmäßiger Temperaturverteilung, Unterdruck, Eigengewicht, Windlast, Schneelast und Prüfdruck berücksichtigt.

Als Festigkeitskennwert ist die Streckgrenze ( $\sigma_{0,2}$ -Grenze) bei Auslegungstemperatur eingesetzt.

Der Sicherheitswert bei der Berechnung der Mindestwanddicke beträgt 1,5.

#### 2.1.2.4 Rohr- und Kabdurchführungen

Grundsätzlich erfolgt eine Unterteilung in völlig geschweißte Durchführungen und geflanschte bzw. mit Dichtung versehene Durchdringungen (s. Zeichnung Nr. 2.1/3).

Es sind zwei Arten von geschweißten Durchführungen vorgesehen:

- Die Durchführung nach "3" gilt für alle Leitungen, deren Kräfte auf die Stutzen der Sicherheitshülle durch besondere Maßnahmen aufgefangen werden müssen. Hier wird die dichte Verbindung zwischen Rohrleitung und Stutzen innerhalb der Hülle mit einem doppelten Stahlkompensator von jeweils 9 Weilen hergestellt; die Abdichtung außerhalb der Hülle erfolgt durch eine Balgkonstruktion, welche für den vollen Innendruck der Sicherheitshülle ausgelegt ist. Durch diese Konstruktion entsteht an der Durchführung ein Raum, welcher mit dem Absaugsystem verbunden wird. Bezuglich der Werkstoffe gelten die gleichen Auslegungs- und Prüfbedingungen wie für die Sicherheitshülle.
- Die Durchführung nach "1" gilt für alle Leitungen, die im Durchführungsstutzen ihren Festpunkt erhalten. Die Verbindung zwischen Rohrleitung und Stutzen ist weit überdimensioniert, um den besonderen sicherheitstechnischen Anforderungen Rechnung zu tragen.

Bei den geflanschten Durchdringungen handelt es sich um:

- Durchführungen der Lüftungsleitungen.  
Hier ist der Stutzen in der Sicherheitshülle beiderseits mit einem Vorschweißflansch versehen, auf dem jeweils die Absperrklappen der Lüftungsleitung aufgesetzt sind (siehe "4").

Der Raum zwischen den Klappen kann abgesaugt und damit sowohl die Leckrate der Flanschdichtungen als auch die der Klappen geprüft werden.

- Kabeldurchführungen, die weder mechanischen Beanspruchungen noch merklichem Wärmespiel unterliegen (nach "2").

Ein mit einer Vielzahl von Druckglaskabeldurchführungen versehener Flansch wird an der Sicherheitshülle dicht angeschraubt. Der druckbeanspruchte Flansch einer Durchführung hat bei allen Typen den gleichen Durchmesser. Die Flanschstärke ist reichlich überdimensioniert. Der Druckflansch wird vor der Bearbeitung einer 100 %igen Ultraschallprüfung unterzogen.

Die Festigkeit der Glaseinschmelzung liegt um Größenordnungen über der Festigkeit der Sicherheitshülle. Das angewendete Verfahren gewährleistet eine extreme Festigkeit der Druckglaseinschmelzung und der Bindung zwischen Glas und Metall.

Bei den bisher gebauten Kernkraftanlagen wurden bereits mehrere tausend solcher Durchführungen montiert und mit einwandfreien Ergebnissen getestet.

#### 2.1.2.5 Schleusen

Der Zugang zum Reaktorgebäude ist während des Reaktorbetriebes nur über druckfeste, gasdichte Schleusen möglich. Die Türen der Schleusen öffnen nach innen, also gegen den Überdruck in der Sicherheitshülle.

Die beiden Türen jeder Schleuse sind gegeneinander so verriegelt, daß jeweils nur eine Tür geöffnet werden kann. Der Schleusvorgang ist bei max. Über- und Unterdruck möglich. Der Antrieb der Türen ist so ausgebildet, daß ein Personenschaden durch Einquetschen nicht möglich ist.

(Neu-Fang)

Dgr 1273

2.1 - 15

Folgende Schleusen werden vorgesehen:

- Eine Materialschleuse mit einer Türöffnung von 3950 mm Durchmesser und einem Lichtraumprofil 3100 x 3100 mm, bemessen für das Einschleusen des Brennelementtransportbehälters. Die Tore dieser Schleuse sind hydraulisch betätigt.
- Eine Personenschleuse mit einer lichten Türöffnung von 1900 x 1200 mm, bemessen für ein gleichzeitiges Durchschleusen von mehreren Personen. Die Türen sind hydraulisch betätigt. Sie können jedoch bei einer Störung auch handbetätigt werden.
- Eine Notschleuse mit einer lichten Türöffnung von 800 mm Ø. Die Schleuse dient als Fluchtweg. Bemessen wurde sie für ein gleichzeitiges Durchschleusen von 3 Personen. Die Türen der Notschleuse sind handbetätigt.

#### 2.1.2.6 Abschließungsprinzip der Sicherheitshülle

Bei allen Stör- und Schadensfällen, die eine erhöhte Aktivitätsfreisetzung zur Folge haben, muß ein dichter Abschluß der Sicherheitshülle sichergestellt sein.

Um dieser Aufgabenstellung gerecht werden zu können, ist jede Rohrleitungsdringung mit mindestens zwei Absperrarmaturen versehen, soweit nicht andere sicherheitstechnische Bedingungen eine Einzelabsperrung erforderlich machen.

Eine Sonderregelung wird für die Durchdringungen der Zu- und Abluft des Reaktorgebäudes getroffen. Die sogenannten Gebäudeabschlußklappen, die während des Betriebes immer geschlossen sind und dem Spülbetrieb nach Abschaltung der Anlage dienen, werden zweifach besetzt. Dagegen werden für die Schnellschlußklappen, die der Belüftung und Unterdruckhaltung während des Betriebes dienen, drei Armaturen vorgesehen.

Allgemein erhalten die Gebäudeabschlußarmaturen ihren Schließimpuls von den Gebäudeabschlußsignalen.

Ist sichergestellt, daß der Störfall "Niederdruck-Einspeisung" vorliegt, dann werden davon auch Frischdampf- und Speisewasserleitungen geschlossen. Im anderen Fall dürfte der Abschluß dieser Durchdringungen nicht erfolgen, da bei intaktem Primärsystem durch Naturumlauf die Dampferzeuger als Wärmesenke weiter betrieben werden.

Für die elektrische Versorgung der Stellantriebe dieser Abschlußarmaturen ist vorgesehen, daß jeweils eine über die unterbrechungslose Umformermaschine und die andere über das Diesel-Notstromnetz versorgt wird.

### 2.1.2.7 Prüfungen

Die Prüfungen an der Sicherheitshülle werden aufgegliedert in eine Vorprüfung der Auslegungsunterlagen, Abnahmeprüfung der Werkstoffe, Überprüfung der Schweißarbeiten während der Montage und einer abschließenden Bauprüfung.

An der fertigen Sicherheitshülle erfolgt zum Abschluß der Montage eine Maßkontrolle, wobei Außenumfang, wirklicher Durchmesser, mögliche Unrundheiten und Beulentiefen und -längen an den Stellen größter Welligkeit festgestellt werden. Nach endgültiger Fertigstellung der Sicherheitshülle erfolgt die Erstprüfung. Diese Prüfung wird unterteilt in eine Dichtheitsprüfung, Druckprobe mit Dehnungsmessung und Leckratenbestimmung. Im Anlauf der mit Luft durchgeföhrten Druckprobe werden alle Durchbrüche, wie Schleusentüren, Klappen und Rohrdurchführungen beim Innendruck von ca. 1,5 bar auf Undichtheiten durch Abseifen mit Nekal untersucht.

Anschließend wird der Druck in der Stahlhülle kontinuierlich bis zu einem Prüfdruck gesteigert, der mind. das 1,1-fache des Auslegungsdruckes beträgt. An allen kritischen Stellen werden dabei zum Nachweis der auftretenden Spannungen Dehnungsmessungen vorgenommen. Die Spannungsermittlung aus Dehnungsmessungen setzt allgemein die Kenntnis bestimmter Materialkonstanten wie Elastizitätsmodul, Querkontraktionszahl und Wärmedehnzahl des untersuchten Werkstoffes voraus. Für die Messungen mit Dehnungsmeßstreifen sind, neben einer äußerst sorgfältigen Verarbeitung, außerdem eine umfangreiche Erfahrung und die richtige Beurteilung der jeweiligen Meßbedingungen unerlässlich. Zu den zu messenden Stellen gehören u.a. die Einspannzone, die Verstärkungskragen sowie größere Stutzen und Ansammlungen von Rohr- und Kabeldurchführungen sowie Formunstetigkeiten.

Für die Leckratenbestimmung wird der Druck auf Auslegungsdruck (vgl. Tabelle 2.1/1) gebracht und mindestens 24 Stunden gehalten. Dabei werden Lufttemperatur, Luftdruck und Luftfeuchtigkeit in repräsentativen Räumen gemessen und bei der Auswertung berücksichtigt. Die Bestimmung der Leckrate erfolgt hierbei nach der Absolutdruckmethode. Die Höhe der maximal zulässigen Leckrate beträgt 0,25 % pro Tag.

Im Anschluß an die Leckratenbestimmung bei Auslegungsdruck wird die Leckrate bei dem für Wiederholungsprüfungen vorgesehenen Prüfdruck von 1,5 bar festgestellt.

#### 2.1.2.8 Wiederholungsprüfungen

Die Wiederholungsprüfungen an der Sicherheitshülle sind unterteilt in Dichtheitsprüfungen an den Durchführungen, Funktionsprüfungen der Schleusen und Lüftungsklappen sowie den Nachweis einer Gesamtleckrate für die Sicherheitshülle bei verminderterem Druck. Darüber hinaus ist eine beidseitige Besichtigungsmöglichkeit der Hüllenoberfläche gegeben.

Durch die vorgesehenen konstruktiven Maßnahmen kann jederzeit an den gefährdeten Stellen wie Schleusen, Luftleitungen, Kompensatoren, Kabel- und Rohrdurchführungen und Dichtkästen an Montageöffnungen eine Dichtheitsprüfung, z.B. Halogen-Schnüffeltest, vorgenommen werden.

Diese Durchführungen sind mit Doppelkompensatoren innerhalb und außerhalb der Sicherheitshülle versehen, womit an der Durchführungsstelle ein geschlossener Raum entstanden ist.

Eine wiederholte Gesamt-Leckratenprüfung bei einem Prüfdruck von 1,5 bar kann ohne größere Vorbereitungen bei stillgesetzter Anlage ausgeführt und mit der Erstprüfung bei reduziertem Druck verglichen werden.

#### 2.1.2.9 Leckabsaugesystem

Alle Durchdringungen der Sicherheitshülle, die im Schadensfall eine Undichtigkeit erwarten lassen, werden durch konstruktive Maßnahmen abgekammert und an das Leckabsaugesystem angeschlossen.

Geht man von einer spezifizierten maximal zulässigen Leckage der Sicherheitshülle von  $0,25 \text{ %}/\text{d} = 8 \text{ m}^3/\text{h}$  aus und nimmt man für die Außenleckage (inaktiv) den gleichen Wert an, so ergibt sich mit einem Sicherheitszuschlag die Nennleistung der Absaugekompressoren zu  $15,8 \text{ l/s}$ .

Die Pressung der Kompressoren liegt unter dem Auslegungsdruck der Sicherheitshülle.

Durch eine Mengenmessung in der Ansaugeleitung wird die gesamte abgesaugte Gasmenge überwacht. Unter bestimmten Voraussetzungen kann die Größenordnung der Leckagen jederzeit überprüft werden.

### 2.1.2.10 Abschirmeinrichtungen

Abschirmeinrichtungen werden vorgesehen, um das Betriebspersonal und die Bevölkerung in der Umgebung des Kraftwerkes vor unzulässiger Strahlenbelastung zu schützen. Strahlenquellen liegen beim Druckwasserreaktor nur im Reaktorgebäude und Reaktorhilfsanlagengebäude. Die Abschirmeinrichtungen gliedern sich in folgende wesentliche Gruppen:

- Abschirmung des Reaktors,
- Abschirmung des Reaktorkühlsystems,
- Abschirmung der Reaktorsicherheitshülle,
- Abschirmung beim Brennelementwechsel,
- Abschirmung von Reaktorhilfs- und -nebenanlagen.

Aufgrund der klaren Trennung zwischen Primär- und Sekundäranteil in den Dampferzeugern ist für den Turbosatz, die Anlagen des Dampf- und Speisewasserkreislaufes und die Kühlwasseranlagen keinerlei Abschirmung erforderlich. Diese Anlagenteile sind für Kontrollgänge, Wartungs- und Reparaturarbeiten unbeschränkt zugänglich.

#### Abschirmung des Reaktors

Die Auslegung der Abschirmung für den Reaktor wird im wesentlichen durch die schnellen Neutronen sowie die prompte Spaltgamma- und Einfanggammastrahlung bestimmt, die im Reaktorkern, im Reflektor und in den verschiedenen Abschirmschichten entstehen. Die Aktivierung des Betons wird durch die Wahl geeigneter Zuschlagstoffe auf ein unbedenkliches Minimum beschränkt.

In radialer Richtung wird die Abschirmung des Reaktorkerns von innen nach außen durch folgende Materialzonen gebildet:

Reflektor, Kernbehälter mit integriertem thermischen Schild im Kernbereich, Kühlmittel, Reaktordruckbehälterwand, biologischer Schild.

Die innerste Zone des Betonschildes wird durch die Einfanggammastrahlung sowohl aus dem Druckkessel als auch aus dem Beton selbst thermisch belastet. Der Betonschild wird daher mit Luft gekühlt.

In axialer Richtung nach oben ist folgende Abschirmung des Reaktorkerns vorgesehen:

Kühlmittel, Druckbehälterdeckel, Abdeckriegel aus Beton.

In der dicken Wasserschicht des Kühlmittels werden die aus dem Reaktorkern nach oben gerichteten Neutronen so weit moderiert und absorbiert, daß die Neutronendosisleistung über den Abdeckriegel verschwindend klein ist. Letztere reduzieren vor allem die prompte Spaltgammastrahlung. Wegen der dicken Wasserschicht über dem Reaktorkern wird der Deckel des Druckbehälters nur schwach aktiviert, so daß er nach Abschalten keine gefährdende Strahlenquelle darstellt.

#### Abschirmung des Reaktorkühlsystems

Von den Rohrleitungen, Wärmetauschern und Pumpen der Hauptkühlkreisläufe geht die harte Gammastrahlung des im Kühlmittel gebildeten Stickstoffes N 16 aus. Zur Abschirmung dieser Strahlung werden die Außenwände der Anlagenräume entsprechend dick ausgeführt.

Die im Betrieb zugänglichen Betriebsräume des Reaktorgebäudes liegen radial außerhalb oder über dieser Abschirmung. Aufgrund der gewählten Abschirmwanddicke liegt die Strahlenbelastung aus den Anlagenräumen im ständig begehbarer Bereich unter 1 mrem/h, das sind selbst bei 40-stündigem Aufenthalt/Woche nur 0,04 rem (0,1 rem/woche sind zulässig gemäß 1.SSVO). Über den Anlagenräumen befinden sich mit dem Kran abhebbare Abschirmriegel, um die Anlagenteile der Hauptkühlkreisläufe auch für den Gebäudekran zugänglich zu machen.

#### Abschirmung der Sicherheitshülle

Die Abschirmung der Sicherheitshülle reduziert die Direktstrahlung, die nach dem Auslegungsunfall von der innerhalb der Sicherheitshülle freigesetzten Aktivität ausgehen würde. (s.hierzu Abschnitt 4.4 ff).

#### Abschirmung bei Brennelementwechsel

Der Transport von Brennelementen und Steuerelementen vom Reaktor ins Brennelementbecken geschieht unter Wasser. Zum Brennelementwechsel wird deshalb vor Anheben des Reaktordruckbehälterdeckels das Reaktorbecken geflutet, um für diesen Arbeitsvorgang eine ausreichende Abschirmung zu erhalten. Der normale Strahlenpegel von den Brennelementen im Reaktor oder BE-Becken liegt für das Brennelementwechsel-Personal unter 10 mrem/h.

### Abschirmung der Reaktorhilfs- und Nebenanlagen

Behälter und Rohrleitungen der Reaktorhilfs- und Nebenanlagen, die Radioaktivität enthalten können, sind mit Normalbeton abgeschirmt. Die Abschirmung ist so gewählt, daß die Dosisleistung vor den Abschirmungen in den Räumen, die aus Betriebsgründen häufig betreten werden müssen, 1 mrem/h nicht übersteigt.

Maßgebend für die Strahlenbelastung sind in den Reaktorhilfs- und Nebenanlagen die radioaktiven Korrosions- und Spaltprodukte, da die Stickstoff-16-Aktivität so rasch abklingt, daß sie keinen nennenswerten Beitrag zu der Strahlung liefert, die von den Anlagenteilen ausgeht. Für die Auslegung der Abschirmung wird als Grenzwert angenommen, daß die Freisetzungsraten aus dem Reaktorkern 18 Ci/s beträgt.

Die wichtigsten abzuschirmenden Hilfseinrichtungen sind: Ionentauscher, Behälter für verbrauchte Ionentauscher-Harze, Volumenausgleichsbehälter, Hochdruckförderpumpen und die Einrichtungen zur Lagerung und Abfüllung radioaktiver Abfälle. Abschirmwände, durch die montiert oder demonstriert werden soll, sind aus Abschirmsteinen ausgeführt oder mit anhebbaren Abschirmriegeln abgedeckt. Die häufiger zu betretenden Räume für feste radioaktive Abfälle erhalten elektrisch betätigte Abschirm-Schiebetüren.

#### 2.1.2.11 Hebezeuge

Die wesentlichen Hebezeuge des Reaktorgebäudes sind im Kapitel 2.5.6.4 aufgeführt. In den Tabellen 2.1/3 und 2.5/32 sind Auslegungswerte angegeben.

2.1.3 Reaktorhilfsanlagengebäude  
(s. Zeichnungen Nr. 2.1/4 bis 2.1/10)

Das Reaktorhilfsanlagengebäude enthält weitere Hilfsanlagen der Reaktoranlage und den zentralen Zugang zum Kontrollbereich. Das Gebäude ist so gegliedert, daß - mit Ausnahme einiger Probeentnahmleitungen - alle Radioaktivität führenden Behälter, Pumpen und Rohrleitungen im wesentlichen in den Stockwerken - 6,00 und  $\pm$  0,00 m angeordnet sind. Insgesamt wird bei der Konzeption des Gebäudes auf eine klare Trennung von Rohrleitungen einerseits und Kabeltrassen und Lüftungskanälen andererseits geachtet.

Die Anordnung der Anlagen verteilt sich auf die einzelnen Stockwerke wie folgt:

- Kote - 6,00 m - Kühlmittelspeicher (im abgeschlossenen Raum bis unter Dach durchgehend) mit Rückspeise- und Verdampferzuspeisepumpen
- Kühlmittelaufbereitung mit Pumpen, Verdampferanlage und Entgaser (im abgeschlossenen Raum bis unter Dach durchgehend)
  - Abgasanlagen mit Kompressoren
  - Filterstation mit Filterwechseinrichtung
  - Ionentauscher mit Harzabfallbehälter und Harzspülspumpe
  - Abwasser- und Kontrollbehälter mit Umwälz- und Abgabepumpen (im geschlossenen Raum bis Kote + 6,00 m durchgehend)
  - Gebäudeentwässerung mit Pumpen
  - Kondensatbehälter mit Pumpen
  - Hauptzugang mit Schleuse zum Ringraum

- Kote ± 0,00 m - Kühlmittelspeicher (bis unter Dach)  
- Kühlmittelaufbereitung (bis unter Dach) mit  
Borsäurebehälter, Borlager und Ansetz-  
station  
- Abgasverzögerungsstrecke (im abgeschlosse-  
nen Raum bis auf Kote + 12,00 m durchge-  
hend)  
- Volumenausgleichsbehälter (im abgeschlosse-  
nen Raum bis auf Kote + 12,00 m durchgehend)  
- Abwasser- und Kontrollbehälter  
- Anschwemmmfilteranlage  
- heiße Werkstatt und Dekontraum  
- Einfahrt
- Kote + 6,00 m - Kühlmittelspeicher (bis unter Dach)  
- Kühlmittelaufbereitung (bis unter Dach)  
- Verdampferanlage für Schmutzwasser (im abge-  
schlossenen Raum bis unter Dach durchgehend)  
- Abgasverzögerungsstrecke (bis + 12,00 m)  
- Zuluftanlage, Abluftanlage
- Kote + 12,00 m - Kühlmittelspeicher (bis unter Dach)  
- Kühlmittelaufbereitung (bis unter Dach)  
- Verdampferanlage für Schmutzwasser (bis  
unter Dach)  
- Abschlämmentsalzung  
- Umkleide- und Waschräume (heiß und kalt)  
- Strahlenmeßräume  
- Laborbereich  
- Kontrollposten  
- Personenschleuse zum Reaktorgebäude

Der Abluftkamin des Kraftwerkes befindet sich auf dem Hilfsanlagengebäude und hat einen li.Ø von 3,00 m. Die Mündungshöhe des Kamins liegt  $\approx$  130 m über oberkante Gebäude.

Die Gründung des Gebäudes erfolgt wie beim Reaktorgebäude über eine biegesteife Platte. Die Gründungsplatten von Reaktorgebäude und Reaktorhilfsanlagengebäude, die unmittelbar nebeneinander liegen, werden durch eine Fuge voneinander getrennt.

Das gesamte Untergeschoß mit OKF auf - 6,00 m wird als geschlossene Stahlbetonwanne bis  $\pm$  0,00 m ausgeführt und, wie beim Reaktorgebäude beschrieben, bis 30 cm unter Gebäude isoliert.

Die aufgehende Gebäudekonstruktion wird größtenteils als Stahlbetonskelett erstellt. Ausnahmen sind einige Innenwände in den verschiedenen Geschossen sowie die Außenwände, die aus Gründen der Abschirmung als Betonwände in der nach dem Strahlenschutz geforderten Stärke zu errichten sind. Die Gebäudefassaden sind in Stahlbeton mit Sichtbeton schalungsplatten vorgesehen. Geschoßdecken sowie Treppen werden ebenfalls in Stahlbeton erstellt. Die Treppenläufe werden als Fertigteile verlegt.

- Fußboden

Zementestrich im Mittel ca. 4 cm stark, darauf einen Einlaßgrund und eine dekontaminierbare Kunststoffbeschichtung auf Epoxidharz- oder Polyurethan-Basis.

Die Schichtstärke beträgt:

für mechanisch stark beanspruchte Böden mindestens 1500/u,  
für schwach beanspruchte Böden mindestens 400/u.

Estrichbeläge in Räumen mit Wasseranfall erhalten Gefälle zu den Bodenläufen und Rinnen.

Die Laborräume werden mit verschweißten PVC-Platten ausgelegt.

#### Treppen

Die Treppenläufe erhalten die gleiche Kunststoffbeschichtung wie die mechanisch stark beanspruchten Böden. Die einzelnen Treppenstufen werden mit einer Schutzkante aus Kunststoffprofil versehen.

#### Wände und Decken

Betonwände und Decken sauber geschalt und unverputzt. Mauerwerksflächen mit ebenem, glatt abgeriebenen Putz. Flächen in stark aktiven Bereichen und Räumen, in denen aktive Rohrleitungen verlegt werden (Rohrschächte und Rohrtrassen, Flure etc.), erhalten aufseitig einen dekontaminierbaren Kunststoffanstrich wie beim Reaktorgebäude. Räume, die nur geringfügiger Kontamination unterliegen, wie z. B. solche ohne Rohrleitungstrassen und Treppehäuser im heißen Bereich, erhalten nur einen dekontaminierten Anstrich in Sockelhöhe bis Oberkante der Türen.

Die kalten Umkleide- und Ablageräume werden mit einem scheuerbeständigen Binderfarbenanstrich ausgeführt, die kalten Duschen und Toilettenräume erhalten Wandfliesenbelag.

Labor- und Labornebenräume sowie die Personen-Dekont-, Umkleide- und Sanitärräume einschl. dazugehöriger Türen werden mit abgehängten Paneeldecken zum Teil mit Schallschluckauflage ausgestattet.

- Türen

Türen den jeweiligen Erfordernissen entsprechend als doppelwandige, beiderseitig glatte Stahlblechtüren mit dekontaminierbarem Kunststoffanstrich.

- Geländer

Alle Treppen- und Schutzgeländer aus Gasrohr, bestehend aus Handlauf, Pfosten und Knieleisten, mit dekontaminierbarem Anstrich.

- Gitterrostbühnen

Stahlunterkonstruktion mit dekontaminierbarem Anstrich und Gitterrostbeläge aus feuerverzinkten Schweißpreßrosten.

- Fertigteile

Die der Abschirmung dienenden Betonfertigteile mit starker Kantenabfassung bzw. wo erforderlich mit winkelstabschutzkanten. Alle Flächen erhalten dekontaminierbare Anstriche. Betonsetzsteine mit dekontaminierbarem Anstrich bzw. roh, wenn sie vermauert werden.

#### 2.1.4 Maschinenhaus (s. Zeichnungen Nr. 2.1/11 bis 2.1/14)

Das Maschinenhaus, in dem keine Radioaktivität auftritt, enthält im wesentlichen die Maschinen und Anlagen des Dampf-Speisewasserkreislaufes. Der Maschinenflur befindet sich auf + 12,00 m, der Kondensatorkeller auf - 7,50 bzw. -6,00 m, die Montageeinfahrt sowie der Hauptspeisewasserpumprakt auf + 0,00 m. Zwischenbühnen sind auf + 6,00 und + 7,00 m vorgesehen.

Mit Hilfe einer entsprechenden Vorrichtung im Generatorfeld kann der Stator des Generators auf sein Fundament gesetzt werden.

Die Generatorableitung führt vom Generator zu den vor der Maschinenhauswand stehenden Hauptumspanner. Die Eigenbedarfstransformatoren und Fremdnetztransformatoren sind zwischen Schaltanlagengebäude und Maschinenhaus angeordnet.

Die Kondensatoren sind quer gestellt; ein genügend großer Ausziehraum innerhalb des Maschinenhauses ist berücksichtigt. Die Ölversorgung des Turbosatzes mit Öleinhälter und Pumpen liegt auf der Zwischenbühne in einem abgemauerten Raum vor Kopf der Turbine. Beiderseits dieses Raumes stehen die Wasserabscheider und Zwischenüberhitzer.

Wegen der großen Abmessungen der Anzapfleitungen wurde eine möglichst enge Zuordnung von Turbine und Vorwärmieranlage angestrebt. Die ND - Vorwärmer und Hauptkondensatpumpen stehen außerhalb des Ausziehraumes der Kondensatoren. Die Apparatezuordnung erlaubt eine kreuzungsfreie und kurze Führung der Hauptkondensatleitungen. Die HD-Vorwärmer sind neben dem HD-Gehäuse in die Zwischenbühne eingehängt und können, wie die anderen Vorwärmer, mit dem Maschinenhauskran durch Öffnungen im Maschinenflur montiert werden.

Der Keller des Maschinenhauses dient hauptsächlich zum Verlegen von Kabeln und Rohrleitungen. Ebenfalls befinden sich dort die Kühlern für HD- und ND-Nebenkondensate und den konventionellen Zwischenkühlkreis sowie diejenigen Pumpen, die eine größere Zulaufhöhe benötigen. Die Kühlwasserzu- und -ablaufleitungen sind möglichst kurz und geradlinig im Bereich unter den Kondensatoren geführt.

Die Montageeinfahrt wird auf Kote  $\pm$  0,00 m in das Maschinenhaus geführt.

Der Speisewasserbehälter mit der Entgaseranlage steht in einem eigenen Trakt in Höhe Maschinenflur. Die zugehörigen Speisepumpen stehen unterhalb des Behälters auf  $\pm$  0,00 m.

Der Maschinenhausflur ist weitgehend frei von Pumpen und Rohrleitungen und bietet Platz zum Abstellen von Einzelteilen beim Aufdecken des Turbosatzes während einer Revision.

Für Transport und Montage der Anlagenteile sind im Maschinenhaus zwei Brückenkrane angeordnet.

Das Maschinenhaus hat eine Grundfläche von ca. 88,00 m x 48,00 m und eine Gesamthöhe von ca. 40,00 m über OK-Rohrkeller. Die OK des Kellerfußbodens liegt im Bereich der Kühlwasser-Zu- und -Ablaufleitungen auf - 7,50 m. Das Keilergeschoß wird in Beton bis OK Gelände ± 0,00 m ausgeführt.

Die aufgehende Konstruktion wird in Stahlbetonskelettbauweise erstellt, in der die Dachbinder gelenkig gelagert einzogen werden. Für die Dachdecke sind vorgefertigte Bimsbetonstegdielen vorgesehen, die auf Betonpfetten verlegt werden. Zum Ausgleich der unterschiedlichen Setzungen wird das Maschinenhaus in Gebäudemitte durch eine Dehnungsfuge unterteilt.

Das Turbinenfundament ist eine auf Stahlschraubenfedern aufliegende tief abgestimmte Stahlbetonplatte. Die Stahlschraubenfedern liegen auf Konsolen der Maschinenhausstützen.

Auch die Hauptspeisepumpen-Fundamentplatten sind auf Federkörpern gelagert.

## 2.1.5 Schaltanlagengebäude ( s. Zeichnungen Nr. 2.1/15 bis 2.1/17

Das Schaltanlagengebäude beherbergt in den einzelnen Geschossen folgende Anlagen:

Kabelkeller	Kabelpritschen .. (keine blanke Schienenführung)
Erdgeschoß	Niederspannungstransformatoren, Hochspannungsschaltanlage
1. Obergeschoß	Batterien und Gleichstromschaltanlagen
2. Obergeschoß	Kabelboden, Steuerungsschränke mit Rangierverteiler
3.. Obergeschoß	Warte, Rechnerraum, Archiv für Zeichnungen, Nebenräume mit Schränken für Steuerung, Regelung und Überwachung sowie Aufenthaltsraum, Übergänge zum Maschinenhaus und Reaktor-Hilfsanlagengebäude
4. Obergeschoß	Klima- und Lüftungsanlage

Im Schaltanlagengebäude befinden sich zwei Treppenhäuser, ein Personenaufzug und eine Montageöffnung.

Wartenflur und Eingang zum Reaktorhilfsanlagengebäude liegen auf einer Kote. Die Energieversorgung der einzelnen Anlagenteile erfolgt vom Schaltanlagengebäude aus, soweit erforderlich redundant.

Die Tragkonstruktion wird in Stahlbetonskelettbauweise ausgeführt. Zum Ausgleich unterschiedlicher Setzungen wird das Schalthaus in Gebäudemitte durch eine Dehnungsfuge unterteilt.

Alle Geschoßdecken werden in Stahlbeton erstellt. Die Kabelböden und Lagerräume erhalten einen im Mittel 4 cm starken Zementestrichbelag mit staubbindendem Anstrich. Der Meisterraum sowie die Warte einschl. der angrenzenden Hilfstafelräume erhalten PVC-Bodenbeläge auf (schwimmendem) Estrich. Der Batterieraum erhält einen Spaltklinkerbelag in säurefester Ausführung. Toilettenräume werden mit keramischen Fliesen ausgelegt. Schaltanlagenräume, Räume für Gleich- und Wechselrichter, Regiestabverteiler usw. sowie die zugehörigen Flure erhalten Estrichbelag mit staubbindendem Anstrich.

Sämtliche Innenwände werden gemauert und beidseitig geputzt. Alle Wandflächen erhalten einen zweimaligen Anstrich mit Dispersionsfarbe. Ausgenommen ist der Batterieraum, der Chlorkautschukanstrich erhält. Toilettenräume erhalten einen Fliesenbelag in Türhöhe. Treppenhäuser und stark begangene Flure erhalten einen abwaschbaren, scheuerbeständigen Anstrich.

Der Rechner-, Programmier- und Warterraum sowie der Wartenflur + 12,00 m werden mit Paneelecken teilweise einschließlich Schallschluclauflage ausgestattet. Es werden nur schwer entflammable Stoffe verwendet.

In den Anlagenräumen sind doppelwandige, beiderseits glatte Stahltür, soweit erforderlich, in feuerhemmender oder feuerbeständiger Ausführung.

Der Rechner- und Programmierraum sowie der Rangierverteiler erhalten einen Doppelboden aus OMN-Platten mit PVC-Belag.

#### 2.1.6 Notspeisegebäude (s. Zeichnung Nr. 2.1/18)

##### Anlagenanordnung

Das Notspeisegebäude enthält die Anlagen des Notspeisesystems, die Anlagen zur Stromversorgung bei Störfällen infolge äußerer Einwirkung und den Teil des Reaktorschutzes, der die Sicherung der Dampferzeugerspeisung und die Beherrschung der Störfälle infolge äußerer Einwirkung betrifft. Das Gebäude ist nahe dem Reaktorgebäude angeordnet, um verbindende Rohrleitungen und Kabel zur Reaktoranlage kurz zu halten.

Die Anlagen sind auf folgenden Koten angeordnet:

Kote - 4,50 m     - Dieselaggregate mit Notspeisepumpen und Notspeisegeneratoren

                  - Dieselautomatik

                  - Deionatbecken

Kote + 1,5 m     - Ölbehälter

                  - Batterie

                  - Gleichrichteranlage

                  - Schaltanlage

                  - Umluftanlage

                  - Montageöffnungen

                  - Flugzeugabsturzsichere  
                  Montageeinfahrt

                  - Schleuse Personenzugang

                  - Zuluftanlage

**Beschreibung****Gründung und konstruktive Ausbildung**

Das Notspeisegebäude ist auf einer durchgehenden Massivbetonplatte gegründet und erhält eine Grundwasserabdichtung.

Das gesamte Gebäude besteht aus einer geschlossenen Stahlbetonkonstruktion, die für die Lasten eines Flugzeugabsturzes (schnellfliegende Militärmasch.), eines Sicherheitserdbebens und einer äußeren Explosionswelle ausgelegt ist.

**Innenausbau****Keller**

Fußboden:           ölfester Anstrich auf  
                         Zementestrich

Wände und           Betonflächen mit Binderfarbenanstrich  
Decken:

**Schalt- und Lüftungsanlagen, Eingangsbereiche**

Fußboden:           staubbindender Kunststoffanstrich

Wände und           Betonflächen mit Binderfarbenanstrich  
Decken:

**Batterieräume**

Fußboden:           säurefester Spaltklinkerbelag

Wände und           säurefester Anstrich auf  
Decken:           Betonflächen

**Deionatbecken**

**Das Deionat wird in Betonbecken mit einer frei eingelegten Kunststoff-Folie aufbewahrt.**

**Die Betonbecken dienen nur der Aufnahme der Kräfte aus der Beckenfüllung; die Betonflächen kommen nicht mit dem Deionat in Verbindung.**

**Die Wasserdichtigkeit wird durch die Folie gewährleistet.**

**Für Leckwasser wird ein Pumpensumpf im Beckenumgang vorgesehen.**

**Die Innenseiten der Becken werden zur Versiegelung mit einem Kunststoffanstrich versehen, im übrigen erfolgt Binderfarbenanstrich.**

**Die Außenflächen des Gebäudes verbleiben in Sichtbeton ohne besondere Behandlung.**

**Kabelkanäle**

**Es werden 4 getrennte Rohr- und Kabelkanäle redundant zum Kraftwerksblock geführt, die ebenfalls gegen alle Einwirkungen von außen geschützt sind.**

2.1.7 Nebenanlagengebäude  
(s. Zeichnungen Nr. 2.1/19 bis 2.1/21)

Das Nebenanlagengebäude gliedert sich in die Bauteile:

- 'G' Wasseraufbereitung
- 'K' Notstromdieselanlage
- 'LO' Werkstatt und Lager
- 'L3' Versorgungsanlagen  
(Hilfskessel, Kältemaschinen und Druckluftstation)

Wegen seiner verbindenden Rohr- und Kabelwege ist es im Südosten gegenüber dem Schaltanlagengebäude angeordnet.

Im folgenden sind nur die sicherheitstechnisch bedeutsamen Gebäudeteile beschrieben, nämlich

**Notstromdieselanlage und Kältemaschinen**

**Anlagenanordnung**

Die Notstromdiesel und die zugehörigen Automatikanlagen und Ölbehälter sind in redundanten und getrennt zugängigen Räumen angeordnet. Begehbarer Kabelkanäle verbinden die einzelnen Dieselanlageräume mit den entsprechenden Redundanzbereichen des Schaltanlagengebäudes.

In unmittelbarer Nähe befindet sich die Kälteanlage bestehend aus einem Pufferbehälter mit zugehörigen Pumpen, den gesicherten Zwischenkühlern und den Kältemaschinen. Soweit notwendig, ist diese Anlage ebenfalls redundant angeordnet. Die Rohrleitungen zu den wichtigsten Verbrauchern werden in Kanäle verlegt.

Baubeschreibung

Das Gebäude ist vollunterkellert und ist auf Einzel- oder Streifenfundamenten gegründet, deren Größe von der zulässigen Bodenpressung bestimmt wird.

Die tragende Konstruktion besteht aus einem Stahlbetonskelett mit Ort betondecken. Die Außen- und Zwischenwände werden nach statischem Erfordernis mit bewehrtem Mauerwerk bzw. Stahlbetonwänden zur Aufnahme der Belastungen aus dem Sicherheits- erdbeben ausgeführt. Die Außenwände bestehen aus einer äußeren hinterlüfteten, einschaligen Wellasbestelementplattenverkleidung mit hinterlegter, den örtlichen Vorschriften entsprechenden Wärmedämmsschicht.

Die Tagesöl- und Öl vorratsbehälter sind in ölfesten Stahlbeton- wannen aufgestellt, die bei Leckagen die Lagermenge voll auf- nehmen können. Einzelne Bedienungsstege und -treppen werden als Stahlkonstruktion mit Gitterrostbelag ausgeführt. Für die Abgasabgabe der Notstromdiesel sind Stahlkamine vorgesehen.

### 2.1.8 Außenanlagen

Zu den Außenanlagen gehören die Fundamente der Hauptumspanner, der Eigenbedarfstrafos mit Ölauffangwannen, der Ölleitung, der Trafogleise, der Energieableitung sowie der Vorratstanks für Deionat und Heizöl.

Weiter gehören dazu das Regenleitungsnetz, Fäkalieitungsnetz, Trinkwasserleitungsnetz, Feuerlöschleitungsnetz, Erdungsnetz, Chemieleitungsnetz, Straßen- und Parkplätze, Geländeauflösung, gärtnerische Anlagen, Kraftwerkseinfriedung und Zufahrtstore.

Das Kraftwerksgelände ist durch einen verzinkten, kunststoffummantelten Maschendrahtzaun von ca. 2,00 m Höhe umgeben. Als zusätzliche Sicherung gegen ein Überklettern werden am oberen Rand drei Reihen Stacheldraht vorgesehen. Das Haupteinfahrtstor ist als elektrisch betriebenes Schiebetor vorgesehen. Für den Personenverkehr sind im Pförtnerhaus Drehkreuze vorgesehen, die vom Pförtner aus bedient werden sollen.

Alle anderen Tore sind ein- oder zweiflügelige Drehtore in Rahmenkonstruktion mit Maschendrahtbespannung.

Das Werkstraßennetz wurde so geplant, daß die einwandfreie Zufahrt zu allen Gebäuden gewährleistet ist und auch die Erfordernisse der Feuerwehr berücksichtigt sind. Alle Straßen werden im wesentlichen 6,00 m breit und als Schwarzdeckenfahrbahnen zwischen Betonbordsteinen mit einszeitigem Gefälle erstellt. Die Schwerlaststraße führt von der Schiffsentladestelle, die am Weserufer zwischen dem Kühlwasser-Entnahmehaus und dem -Einleitungsbaubauwerk liegt, zum Kraftwerksblock. Die Straßenbreite beträgt 8,00 m und die kleinsten Krümmungsradien werden nicht unter 50 m ausgeführt.

Die anfallenden Schmutzwasser aus den Toiletten und den Wasch- und Duschräumen des kalten Teiles werden in freiem Gefälle bis an einen Hauptsammler der Gemeinde Kirchohnsen geführt.

Die Abwässer der nuklearen Anlagenteile werden zum Reaktorhilfsanlagengebäude geführt und dort aufbereitet und gelagert.

### 2.1.9 Kühlwasserbauwerke (Zeichnungen Nr. 2.1/22 -/26)

#### 2.1.9.1 Entnahmebauwerk

Es wird mit seiner senkrechten Vorderflucht in der Linie der O.K. der vorhandenen Uferböschung angeordnet. Die höhenmässige Auslegung erfolgt so, daß bis zu einem Wasserstand der Weser auf + 65,20 m (EMKIW) die volle Kühlwassermenge entnommen werden kann. Die ideale Grundrissform wird sich erst aus den durchzuführenden Modellversuchen ergeben. Bei der Planung wurde davon ausgegangen, daß sich günstige Einströmverhältnisse ergeben und die Querströmungskomponente ca. 15 m vor dem Bauwerk 0,30 m/s nicht überschreitet. Daraus ergibt sich ein trichterförmiges Betonbauwerk, durch das das Kühlwasser von den Einlauföffnungen auf den Entnahmekanal übergeleitet wird. Die O.K. liegt in Höhe des vorhandenen Geländes auf + 68,00 m.

Die Einlauföffnungen werden mit Grobrechen ausgerüstet. Die fahrbare Reinigungsmaschine läuft auf einer hochwasserfreien Betonbrücke, die auf Stützen auf dem Entnahmehauptsammler steht. Durch Einsetzen von Dammtafeln in den Rechenführungen kann das Bauwerk halbseitig abgeschlossen und entleert werden. Über einen Fußgängersteg aus Stahlbetonfertigteilen ist ein hochwasserfreier Zugang gewährleistet. Die Zufahrt erfolgt über die Schwerlaststraße.

Zur Eisfreihaltung des Entnahmehbauwerkes ist eine Warmwasserrückführung von ca.  $11,8 \text{ m}^3/\text{s}$  von einem Kühlturn aus vorgesehen. Dafür werden zwei Betonrohre NW 1.800 verlegt, die je in eine Hälfte des Entnahmehbauwerkes münden. Über Langskanäle und Schlitze in der Decke wird das Warmwasser beigemischt.

#### 2.1.9.2 Entnahmekanal

Dieser führt vom Entnahmehbauwerk zum Vorbecken des Pumpenbauwerkes. Er wird als doppelter Ortbetonkanal mit einem Querschnitt von  $2 \times 4,0/3,5 \text{ m}$  in offener Baugrube bei Wasserhaltung ausgeführt. Die Dehnungsfugen erhalten Dichtungen aus Kunststoff-Fugenbändern. Der Kanal ist halbseitig entleerbar.

Beidseitig neben dem Kanal liegen die Nebenkühlwasser-Zulaufrohre NW 1.400 aus Stahlbeton. Diese sind unmittelbar hinter dem Entnahmehbauwerk an dem Kanal angeschlossen.

#### 2.1.9.3 Pumpen- und Reinigungsbauwerk

Es liegt zwischen den beiden Kühlturnen und besteht aus einem Vorbecken, dem Bauwerk für die Reinigungsanlagen und den Pumpen.

Das Vorbecken stellt einen trichterförmigen Übergang vom Entnahmekanal dar. Es ist durch eine mittlere Trennwand und durch Leitwände unterteilt und halbseitig entleerbar. Im Anschluß zum Pumpenbauwerk ist die Decke nach oben geöffnet.

Über dem Vorbecken befindet sich das Verbindungsbauwerk über das bei geschlossenem Kreislauf das von den Kühlturnen kommende Wasser den Pumpen zugeleitet wird.

Das eigentliche Pumpenbauwerk erhält 6 Reinigungsstraßen für das Hauptkühlwasser und beidseitig je eine getrennte Straße für das Nebenkühlwasser. Jede der Reinigungsstraßen ist mit einem Feinrechen und einer Siebbandanlage ausgerüstet. Das anfallende Rechengut wird über eine Spülrinne zu 2 Bogenrechen geführt, wo die Rückstände in Korbbehälter abgeworfen werden. Das Spülwasser fließt über eine Betonrohrleitung NW 800 in den Kühlwasser-Rücklauf.

Hinter einer durchgehenden und in der Mitte absperrbaren Querkammer liegen die 6 Hauptkühlwasserpumpen. Alle Nebenkühlwasser- und Feuerlöschpumpen sind in seitlich angebauten Kammern installiert. Diese Kammern sind für Druckwelle und Erdbeben ausgelegt. Durch die räumliche Trennung erfolgt die Sicherung gegen Flugzeugabsturz. Die Antriebsmotoren und E-Einrichtungen befinden sich in trockenen Räumen unter der Bauwerksdecke. Hier sind auch die Hydraulikaggregate für die verschiedenen Schützen der Kühlwasserkette untergebracht.

Alle nassen Kammern sind durch Dammplatten absperrbar und können über ein Entwässerungssystem entleert werden. Auf der Bauwerksdecke wird ein fahrbarer Portalkran installiert. Dieser dient zum Setzen der Dammplatten und für Montagearbeiten.

Die Rechen- und Siebbandanlagen erhalten auf O.K. Bauwerk einen beheizten Schutzbau mit abhebbaren Lucken über den einzelnen Aggregaten.

#### 2.1.9.4 Rohrtrasse

Vom Pumpenbauwerk führen 6 Rohrleitungen NW 1.800 zum Maschinenhaus. Die Rücklauf-Druckleitungen zu den Kühlturnen (2 x 3 NW 1.800) liegen vom Maschinenhaus bis kurz vor

den Kühltürmen unter den Zulaufleitungen in der gleichen Trasse. Vor den Kühltürmen werden die sechs Rücklaufleitungen aufgeteilt und je 3 Rohre zu einem Kühlurm geführt.

Die Leitungen bestehen aus vorgefertigten Stahlbetonrohren Bauart "Sentab" oder "Züblin" mit Rollgummidichtungen und Stahlbetonfestpunkten an allen Knickpunkten. Für die Nebenkühlwasserleitungen werden Stahlrohre innen gummiert verwendet. Im Zuge der Rohrtrasse wird vom Maschinenhaus zum Pumpenbauwerk ein begehbarer Kabelkanal vorgesehen.

#### 2.1.9.5 Kühlürme und Verbindungsbaubewerk

Bei geschlossenem Kreislauf, Mischbetrieb oder Ablaufkühlung wird das erwärmte Kühlwasser über die Wasserverteilung und die Kühleinbauten der beiden Naturzugkühler gefördert. Bei Frischwasserbetrieb sind die Schützen in den Steigschächten geöffnet und die Kühlurm tassen bilden das Kraftschlußbecken. Dementsprechend wurde die Höhenlage der Kühlürme ausgelegt.

Bei Frischwasser- oder Ablaufbetrieb gelangt das rücklauende Wasser vom Kühlurm P 10 über das Verbindungsbaubewerk durch die Kühlurm tasse von P 20 zum Kühlwasser-Rücklauf. Bei geschlossenem Kreislauf oder Mischbetrieb fließt das Wasser von beiden Kühlürmen über das Verbindungsbaubewerk in das Vorbecken des Pumpenbauwerkes. Zur Regelung der Wassermenge und zum Abschluß des Entnahmehbereiches im Hochwasserfall gegen rücklaufendes Kühlwasser ist dort ein hydraulisch betätigter Hakenschütz eingebaut. Zur Energievernichtung wird dahinter ein Tosbecken mit einer Endschwelle ausgebildet. Die Kühlürme werden über Ringfundamente gegründet. Die Tassen werden durch gedichtete Fugen unterteilt. Die Errichtung des Kühlurm mantels erfolgt

durch Kletterschalung. Der Wasser-Zulauf unter der Tasse besteht aus 3 Stahlbetonrohren NW 1.800. Für die Steigschächte sind rechteckige Ortbetonquerschnitte vorgesehen. In den Abläufen und vor den Schützen der Steigschächte werden die Tassen vertieft.

#### 2.1.9.6 Absturzbauwerk und Rücklaufkanal

Der Kühlwasser-Rücklauf erfolgt über ein Becken am Kühlturn P 20. Dieses wird mit zwei je nach Betriebsweise verstellbaren Hakenschützen ausgerüstet. Das dahinterliegende Becken und der Rücklaufkanal mit einem Querschnitt von  $2 \times 4,0/3,50$  m sind durch eine Trennwand unterteilt und können durch Einsetzen von Dammtafeln am Kanalende halbseitig entleert werden.

Über ein seitliches Becken am Absturzbauwerk werden das Nebenkühlwasser, die aktiven Abwässer und das Regenwasser eingeleitet.

#### 2.1.9.7 Einleitungsbauwerk

Vom Rücklaufkanal wird das Kühlwasser über einen offenen Auslauftrichter in die Weser zurückgeleitet. In der Linie der O.K. der vorhandenen Uferböschung ist eine unterbrochene Spundwand vorgesehen. Diese soll ein gleichmässiges Einströmen des rücklaufenden Kühlwassers in die Weser und die Einhaltung der zulässigen Querströmungskomponente von  $0,30$  m/s ca. 15 m hinter der Spundwand gewährleisten. Als niedrigst möglicher Wasserspiegel in der Weser für Betrieb mit voller Kühlwassermenge gilt + 65,20 m (EMKIW). Genaue erforderliche Länge und Ausbildung der unterbrochenen Spundwand (Anteil des Verbaues) werden die Modellversuche ergeben.

## 2.2 Reaktor

(Zeichnung Nr. 2.2/0 bis 2.2/11)

## 2.2.1 Reaktorkern

## 2.2.1.1 Allgemeine Beschreibung

Der Reaktorkern besteht aus 193 Brennelementen. Die Brennelemente haben einen quadratischen Querschnitt und sind im Reaktorkern so angeordnet, daß sie sich der zylindrischen Form des Kernbehälters möglichst gut anpassen. In Abb. 2.2/1 ist der Querschnitt des Reaktorkerns dargestellt.

In den einzelnen Brennelementen sind die Brennstäbe auf Quadratgitterpositionen angeordnet. Insgesamt hat jedes Brennelement  $16 \times 16 = 256$  mögliche Brennstabpositionen, von denen aber nur 236 mit Brennstäben besetzt sind. Die restlichen 20 Positionen sind mit Führungsrohren besetzt, die weitgehend gleichmäßig und symmetrisch über den Brennelementquerschnitt verteilt sind. Die Führungsrohre nehmen die Steuerstäbe der Steuerelemente auf und führen sie. Insgesamt enthält der Reaktorkern 61 sogenannte Steuerelemente, mit denen er mechanisch geregelt wird. Jedes dieser Steuerelemente besteht aus 20 Steuerstäben, die am oberen Ende über einen spinnförmigen Fingerhalter verbunden sind und gemeinsam bewegt werden können.

Eine Säule aus Urandioxyd-Tabletten, gasdicht und druckfest umhüllt von einem dünnwandigen Rohr aus Zircaloy-4, bildet den Brennstab. Über die Länge des Brennelementes werden Führungsrohre und Brennstäbe von mehreren Abstandshaltern in ihrer Position gehalten. Die Brennelemente sind an ihren Seiten vollkommen offen, so daß über den Querschnitt des Reaktorkerns auch radial eine ungehinderte Kühlmitteldurchmischung stattfindet.

Eine Anzahl von strukturellen Komponenten bildet das Kerngerüst. Diese Komponenten tragen den eigentlichen Reaktorkern und führen die Kühlmittelströmung (siehe Abschnitt 2.2.2). Bei ihrer konstruktiven Gestaltung wurde großer Wert auf Einfachheit gelegt, besonders im Hinblick auf den Brennelementwechsel.

Das Kühlmittel, das gleichzeitig als Moderator dient, durchströmt die Brennelemente von unten nach oben. Der Reaktorkern wird als offener Kern bezeichnet, da keine Kühlmittelführung in den einzelnen Brennelementen erzwungen wird. Diese radiale Vermischung des Kühlmittels wird durch Abweiserfahnen an den Abstandshaltern bewußt gefördert, um eine gleichmäßige Kühlmittelaufwärmung über den Kernquerschnitt zu erreichen.

Die mechanische Regelung des Reaktors wird durch ein davon unabhängiges chemisches Regelsystem wirksam ergänzt. Zu diesem Zweck wird dem Kühlmittel Borsäure zugesetzt, die einen hohen Absorptionsquerschnitt für thermische Neutronen besitzt und deren Konzentration bei Bedarf verändert werden kann. Durch das chemische Regelsystem werden örtliche Leistungsspitzen im Kern klein gehalten und dadurch die Wirtschaftlichkeit des Kerneinsatzes erhöht.

Der Reaktorkern besteht physikalisch aus drei Anreicherungszonen. Hinsichtlich ihrer Konstruktion und ihrer Abmessungen unterscheiden sich die Brennelemente der einzelnen Zonen nicht.

Bei jedem Brennelementwechsel wird ein Teil der Brennelemente aus dem Reaktorkern entnommen und die verbleibenden Brennelemente werden umgesetzt. In die leeren Positionen werden neue Brennelemente von untereinander gleicher Anreicherung eingesetzt.

**Durch die Maßnahmen**

- Mehrzonenkern mit unterschiedlicher Anreicherung,
- chemische Regelung und Umsetzen in einem dem Kraftwerksbetrieb angepaßten Beladezyklus

erreicht man günstige Leistungsdichteverteilungen im Kern über die gesamte Betriebszeit mit hohen mittleren Abbränden.

Da im Reaktorkern die Anzahl der Steuerelemente kleiner ist als die Anzahl der Brennelemente, gibt es Brennelemente, die nicht mit Steuerelementen besetzt sind. Hier werden Drosselkörper in die Führungsrohre eingesetzt, um unerwünschte Nebenströmungen des Kühlwassers auszuschalten.

In solchen Brennelementen benutzt man die leeren Führungsrohre auch, um Absorberelemente, Neutronenquellenstäbe und Sonden für die Kerninstrumentierung einzusetzen.

**2.2.1.2 Konstruktive Gestaltung des Brennelementes und des Steuerelementes**

Der Gesamtaufbau des Brennelementes ist aus Zeichnung Nr. 2.2/2 zu ersehen. Ein schwarzes Steuerelement zeigt die Zeichnung Nr. 2.2/4. Auf dem Foto der Abb. 2.2/3 ist ein Brennelement eines Druckwasserreaktors als Beispiel für den hier beschriebenen Typ abgebildet. Die Abb. 2.2/6 zeigt die Tragstruktur (Skelett) dieses Brennelementes und in Abb. 2.2/5 ist das Brennelement gemeinsam mit dem Steuerelement abgebildet.

#### 2.2.1.2.1 Konstruktionsbeschreibung des Brennelementes

Das Brennelement weist folgende prinzipiellen Konstruktionsmerkmale auf:

- Einheit von Brennelement und Steuerelement.  
Das Steuerelement wird vom Brennelement aufgenommen, so daß beide eine Konstruktionseinheit bilden (vgl. Abb. 2.2/5). Dies ergibt eine formgerechte Führung für die Steuerelemente und wirkt sich günstig auf die Abschalsicherheit aus.
- Gleichartigkeit und Symmetrie.  
Jedes Brennelement ist zur Aufnahme eines Steuerelementes geeignet und kann in 90°-Drehungen um die Längsachse gedreht eingesetzt werden. Dadurch ergibt sich eine große Freiheit in der Wahl der Umsetzpositionen und -lagen.
- Vollkommen offenes Brennelement.  
Durch Vermeidung eines Kastens, der das Brennelement umschließt, kann der Abstand zwischen den äußeren Brennstabreihen benachbarter Brennelemente sehr klein gehalten werden, und es wird ein guter Kühlmittelaustausch zwischen Nachbar-Brennelementen erzielt. Die an den Abstandshaltern vorhandenen Vermischungs- und Abweiserfahnen fördern die Kühlmitteldurchmischung innerhalb der Brennelemente und zwischen Nachbar-Brennelementen.
- Ungeteilte Brennstäbe.  
Die Brennstäbe sind über die gesamte Länge ungeteilt. Ihr aktiver Bereich wird ausschließlich von gesinterten Urandioxyd-Tabletten gebildet, die durch das Hüllrohr aus Zircaloy-4 vom Kühlwasser gasdicht getrennt sind.

- Auswechselbarkeit von Brennstäben.  
Einzelne Brennstäbe können während eines Brennelementwechsels ausgetauscht werden. Zu diesem Zweck können der Brennelementfuß und Brennelementkopf, die mit den Führungsrohren verschraubt sind, entfernt werden.
- Gleiche Anreicherung in allen Brennstäben eines Brennelements. In einem Brennelement sind alle Brennstäbe unverwechselbar gleich.

Das Brennelement besitzt folgenden Aufbau:

- **Skelett:**

Das Skelett des Brennelementes wird von den Abstandshaltern, den Führungsrohren und zwei kastenförmigen Endstücken (Kopf und Fuß) gebildet.

Die Führungsrohre sind mit den Abstandshaltern durch Punktschweißungen verbunden. Mit dem Brennelementfuß und dem Brennelementkopf sind die Führungsrohre verschraubt.

Das Skelett nimmt die äußeren Kräfte bei der Montage der Brennelemente und beim Brennelementwechsel auf und gewährleistet auch unter den ungünstigsten Störfallbedingungen die unbehinderte Bewegung der Steuerelemente.

- **Abstandhalter:**

Der Abstandhalter besteht aus dünnwandigen Blechstreifen aus aushärtbarem Inconel, die durch Stanzen und Prägen in die gewünschte Form gebracht werden. Entsprechend der Gitteranordnung der Brennstäbe werden die Blechstreifen wie Kammleisten ineinander gesteckt und längs ihrer Kreuzungslinien verlötet.

Aus den Innenstegen werden zur Brennstabbefestigung zwei übereinanderliegende Noppen und dazwischen nach der anderen Blechseite eine blattfederartige Brücke für jede Zelle herausgedrückt.

Die Randstege enthalten nur nach innen wirkende Federn aber keine Noppen, um bei Kräften von außen auf den Randsteg keine unkontrollierbaren Kräfte auf die Brennstäbe zu bringen.

An den oberen Kanten der Blechstreifen sind Vermischungsfahnen angebracht, die um einen bestimmten Winkel zur Strömung angestellt werden. Dadurch wird die Kühlmitteldurchmischung in radialer Richtung gefördert, was den Heißkanalfaktor der Enthalpieerhöhung ( $F_{\Delta H}$ ) vermindert.

Die Randstege haben Zackenkontur und besitzen Abweiserfahnen. Dadurch wird das Vorbeigleiten der Abstandshalter benachbarter Brennelemente beim Be- und Entladen des Kerns wesentlich erleichtert und ein gegenseitiges Verhaken ausgeschlossen.

- Brennstabhalterung:

In das Skelett werden vor dem Befestigen der zwei Endstücke die Brennstäbe eingeschoben. Sie werden in jeder Abstandshalterzelle in zwei aufeinander senkrecht stehenden Richtungen zwischen den zwei festen Noppen und der aus den Stegen der Abstandshalter herausgedrückten Blattfeder durch Klemmwirkung gehalten. Diese Noppen und Federn bilden je eine 3-Punktlagerung, die eine relativ große Einspannlänge aufweist. Die Anpreßkräfte reichen aus, um Reibkorrosionseffekte zu verhindern und um einen erheblichen Beitrag zur Dämpfung.

der Stabschwingungen zu liefern. Trotzdem sind axiale Wärmedehnungen der Brennstäbe relativ zum Skelett möglich.

- Brennstab:

Der Brennstab besteht aus einer Säule von gesinterten, an ihrer Mantelfläche geschliffenen Tabletten aus Urandioxyd, die in ein Hüllrohr aus Zircaloy-4 eingefüllt ist. Das Hüllrohr ist mit Endkappen gasdicht verschweißt. Die Urandioxyd-Tabletten besitzen an ihren Stirnflächen konvexe Vertiefungen (Dishings), um die axiale Wärmeausdehnung der Tablettensäule zu verkleinern.

Die während der Einsatzzeit im Reaktor aus dem Brennstoff freigesetzten gasförmigen Spaltprodukte werden hauptsächlich von den beiden Gasräumen, die sich an den Brennstabenden befinden, aufgenommen.

Während im Bereich des aktiven Kerns die Brennstofftabletten den durch den hohen Außendruck bewirkten Kriechvorgang der Hülle begrenzen, wird das Hüllrohr im Bereich des unteren Sammelraumes durch eine Hülse und im Bereich des oberen Sammelraumes durch eine Druckfeder abgestützt. Die Feder gibt der Tablettensäule eine geringe Vorspannung, wodurch ein Zerspringen von einzelnen Tabletten während des Brennelement-Transportes durch Stöße verhindert wird.

Um die Beanspruchung der Hüllrohre durch den Kühlmitteldruck zu verkleinern, werden die Brennstäbe mit einem Vorinnendruck gefertigt. Als Füllgas wird Helium verwendet, das einen guten Wärmeübergang vom Brennstoff zur Hülle bewirkt.

#### 2.2.1.2.2 Konstruktionsbeschreibung des Steuerelementes

Das Steuerelement besteht aus 20 einzelnen Steuerstäben, die gemeinsam an einer Spinne befestigt sind, an der sich die Kupplung für die Antriebsstange befindet. Die Steuerstäbe sind in den Führungsrohren eines Brennelementes geführt. Auch im vollausgefahrenen Zustand befinden sich die Spitzen der Steuerstäbe noch in den Führungsrohren, was sich günstig auf die Abschaltssicherheit des Reaktors auswirkt.

Durch die Aufteilung des Steuerelementes in einzelne Stäbe werden die bei ausgefahremem Steuerelement entstehenden Wasserspalte klein gehalten. Dadurch treten in der Umgebung der leeren Führungsrohre keine starken örtlichen Neutronenflußspitzen und damit Leistungsspitzen auf.

Die insgesamt 61 Steuerelemente teilen sich auf in 53 schwarze Steuerelemente und 8 teillange Steuerelemente.

Die 20 Steuerstäbe der schwarzen Steuerelemente enthalten auf einer Länge von 3530 mm die stark neutronenabsorbierende Legierung Silber-Indium-Cadmium ( $\text{Ag}_{80}\text{In}_{15}\text{Cd}_5$ ) als Absorber.

Die schwarzen Steuerelemente übernehmen die eigentliche Leistungsregelung des Reaktors.

Jeder schwarze Steuerstab setzt sich aus dem Absorberteil und dem oberen und unteren Stopfen zusammen. Der obere Stopfen ist ein einfacher Rundstab ausrostbeständigem Stahl, der an der Spinne befestigt ist. Daran schließt sich der Absorber an, der sich in einem Hüllrohr aus rostfreiem Stahl befindet. Das relativ gut korrosionsbeständige Absorbermaterial steht damit nicht in direktem

Kontakt mit dem Kühlwasser und ist gegen Reaktivitätsverluste durch Abrieb geschützt.

Das Hüllrohr des Absorbers ist mit dem oberen und unteren Stopfen gasdicht verschweißt.

Die teillangen Steuerelemente enthalten 12 Steuerstäbe mit einem 1000 mm langen Absorber aus Silber-Indium-Cadmium. Die restlichen 8 Spinnenpositionen sind mit "Steuерstäben ohne Absorber" besetzt. Die teillangen Steuerelemente dienen dazu, axiale Leistungsverschiebungen infolge Xenon-Schwingungen auszugleichen.

Neben der Funktion als Teil des Brennelementskeletts hat das Führungsrohr noch eine Funktion als Stoßdämpfer für das Steuerelement.

Das Führungsrohr besteht aus rostfreiem Stahl und ist in zwei Abschnitte unterteilt: Das eigentliche Führungsrohr und den sich unten anschließenden Dämpferteil. Oberhalb des Dämpferteiles ist das Führungsrohr über eine kurze Länge mit Bohrungen versehen, die dem Kühlmitteldurchfluß dienen. Der Dämpferteil besitzt 4 genau kalibrierte Verengungen von ca. 15 mm Länge mit sanften Übergängen. Der unterteilte Dämpfer bremst das fallende Steuerelement so gleichmäßig, daß keine starken Stöße auf das Brennelement, auf das Steuerelement selbst und auf das Kerngerüst geleitet werden.

Um ein weiches Aufsetzen des Steuerelementes auf die obere Endplatte des Brennelementes zu bewirken, enthält die Spinne eine Druckfeder zur Aufnahme der Restenergie des fallenden Steuerelements.

### 2.2.1.3 Handhabung der Brennelemente und Lagerung im Kerngerüst

Der Rand des oberen Endstückes ist als Greifrahmen ausgebildet, unter dessen Innenrand die Klinken des Beladewerkzeuges beim Be- und Entladen des Kernes eingreifen.

Im Reaktorkern stehen die Brennelemente auf dem unteren Rost des Kerngerüstes und sind durch Stifte zentriert, die in Bohrungen in den Ecken des Fußes hineinragen.

Entsprechende Bohrungen befinden sich in den Ecken des Brennelementkopfes, in die beim Aufsetzen der Gitterplatte des Führungsgerüstes ebenfalls Zentrierstifte eingreifen. Somit sind die Brennelemente im Betrieb zwischen den Platten des Kerngerüstes gegen Querverschiebungen und Verdrehungen sicher gehalten.

Da auch die Führungseinsätze, die sich nach oben an die Gitterplatte des Führungsgerüstes anschließen, in dieser Platte zentriert werden, ist der Steuerelementweg eindeutig festgelegt und die Abschalt Sicherheit des Reaktors auch unter den ungünstigsten Unfallbedingungen sicher gewährleistet.

Die Brennelemente werden zwischen den Gitterplatten des Kerngerüstes durch Federn axial verspannt, so daß ein unkontrolliertes Aufschwimmen der Brennelemente durch die Kühlmittelströmung verhindert wird.

#### 2.2.1.4 Auslegung der Brennstäbe

Die mechanische Beanspruchung der Hüllrohre wird hauptsächlich durch

- den äußeren Überdruck (die Differenz zwischen Kühlmitteldruck und Gasdruck im Brennstab) und
- durch die Volumenzunahme des Brennstoffs infolge Schwellens

verursacht.

Um Hüllrohrsäden auszuschließen, werden die Spannungen und Dehnungen, die das Hüllrohr über die Einsatzzeit im Reaktor erfährt, begrenzt. Die Auslegungsgrenze für eine kurzzeitige Beanspruchung der Hüllrohre ist die  $\sigma_{0,2}$ -Festigkeit.

Das minimale Einfüllspiel der Brennstäbe z. B. wurde so gewählt, daß die Hülle unter den Bedingungen eines heißen Unterkanals, der nur zu Beginn der Einsatzzeit auftreten kann, und gleichzeitiger Überlast nicht über die  $\sigma_{0,2}$ -Grenze hinaus beansprucht wird.

Die zulässige plastische Vergleichsdehnung beträgt bei einer langsamen Verformung des Hüllrohres (Kriechen) 1,5 %. Die Schadengrenze liegt über 2 %. Für die Auslegung auf die plastische Dehnung wird ein Brennstab betrachtet, der am Ende der Einsatzzeit den maximalen örtlichen Abbrand besitzt. Das Hüllrohr erfährt zunächst eine Kriechstauchung durch den äußeren Überdruck und nach Schließen des Spaltes zwischen Brennstoff und Hüllrohr eine Rückdehnung durch den Brennstoff.

Das Auslegungskriterium für die maximale zulässige Stableistung ist, ein Schmelzen des Brennstoffs zu vermeiden (Schmelztemperatur des  $UO_2$  zu Beginn der Einsatzzeit  $\approx 2800^\circ C$ , am Ende der Einsatzzeit  $\approx 2600^\circ C$ ). Die Wärmeleitfähigkeit für 95 % dichtes  $UO_2$  ist in Abhängigkeit von der Temperatur in Zeichnung Nr. 2.2/7 dargestellt.

Für die Abhängigkeit der Wärmeleitfähigkeit von der Dichte wird folgende Beziehung verwendet:

$$\lambda_p = \lambda_{th} (1 - 2,5 \cdot p)$$

$$p = 1 - \frac{\varphi}{\varphi_{th}}$$

$\lambda_{th}$  : Wärmeleitfähigkeit von 100 % dichtem Material

Der Wärmeübergang im Spalt zwischen Brennstoff und Hüllrohr hängt von der Spaltbreite und der Gaszusammensetzung ab. Die Wärmeübergangszahlen liegen zwischen 0,5 und  $3,5 \text{ W/cm}^2 \text{ }^\circ C$ .

Die Schwelldehnung des Brennstoffes wird mit einer mittleren Schwellrate von  $0,25 \% / 10^{20} \text{ Spalt/cm}^3$  bis zu Abbränden von  $\approx 48.000 \text{ Mwd/tU}$  berechnet. Bei höheren Abbränden wird eine Schwellrate von  $0,7 \% / 10^{20} \text{ Spalt/cm}^3$  zugrunde gelegt.

Für die Berechnung der freigesetzten Spaltgasmenge wird ein modifiziertes Lewis-Modell verwendet, das erlaubt, die Freisetzung bei veränderlicher Leistung sowie bei variabelm Spalt und veränderlicher Gaszusammensetzung zu berechnen.

Der Spaltgasraum im Brennstab ist so bemessen, daß am Ende der Einsatzzeit der maximale Gasinnendruck bei Betriebstemperatur etwa gleich dem Kühlmitteldruck ist (Tangentialspannung im Hüllrohr infolge Kühlmitteldruck und Gasdruck im Brennstab  $G_t = 0$ ).

Bei der Berechnung der Korrosionsschichtdicken wird die Temperatur an der Grenzfläche zwischen Metall und Oxid zugrunde gelegt und die Erhöhung der korrosionsbestimmenden Temperatur durch den Wärmedurchgang berücksichtigt. Aufgrund der Kühlmittel-Chemie im Druckwasserreaktor treten nur unbedenkliche Korrosionsschichtdicken auf. Ferner ist die Wasserstoffaufnahme der Hüllrohre so niedrig, daß die Wasserstoffkonzentration ausreichend weit unter dem zulässigen Grenzwert der Versprödung liegt.

#### 2.2.1.5 Brennelement-Prüfung und Untersuchung der auftretenden Beanspruchungen

Zur Untersuchung des Brennelementverhaltens wurden zusätzlich zu theoretischen Arbeiten Prototyp-Brennelemente hergestellt und eingehend untersucht. Dabei wurden die vorgesehenen Herstellungsverfahren erprobt, die erreichbare Maßhaltigkeit kontrolliert und die mechanische Festigkeit der Tragkonstruktion gemessen.

In einem out-of-pile-Kreislauf wurde das Zusammenwirken von Brennelement und Steuerelement unter Original-Kühlmittelbedingungen untersucht und das gute Verhalten nachgewiesen.

In einem Thermozyklen-Kreislauf wurden die Auswirkungen der Relativbewegungen zwischen Brennstäben und Abstands-

haltern studiert. Es ergab sich, daß Reibkorrosionsscheinungen nicht auftreten und daß unzulässige Durchbiegungen und Schwingungen einzelner Brennstäbe durch die Abstandshalter sicher verhindert werden.

In Beladeversuchen wurden die Gleiteigenschaften von Brennelementen gemessen und nachgewiesen, daß ein Verhaften der Abstandshalter beim Be- und Entladen des Reaktors nicht eintritt.

Die thermodynamischen Verhältnisse und Strömungsverhältnisse beim Zusammenwirken des Brennelementes mit dem Kühlmittel wurden ebenfalls experimentell untersucht.

Alle Einzelheiten für sich, die Baugruppen des Brennelementes und das fertige Element werden Qualitätsprüfungen unterworfen, die den besonderen Erfordernissen des Reaktorbaues angepaßt sind. Die Auswahl der Materialien, die Art ihrer Behandlung sowie des Fertigungsverfahrens und der Toleranzen, geschieht nach eingehenden Versuchen. In Fertigungsvorschriften werden die einzelnen Forderungen genau festgelegt.

In seinen Einzelheiten sowie als Ganzes stellt das hier beschriebene Brennelement eine konsequent weiterentwickelte Version dar, gestützt auf umfangreiche Herstellungs- und Betriebserfahrungen an Brennelementen für Druckwasserreaktoren.

### 2.2.1.6 Absorberelemente, Neutronenquellen, Drosselkörper

Bei den Brennelementen ohne Steuerelemente können die Führungsrohre für andere Aufgaben (Aufnahme von Absorberelementen, Neutronenquellen) besetzt werden. In die dann noch freien Positionen werden zur Erzielung eines gleichmäßigen Durchflusses Drosselkörper eingesetzt. Alle diese Einrichtungen können vom Doppelgreifer der Lademaschine sowohl einzeln als auch mit dem Brennelement gemeinsam gefaßt und transportiert werden. Sie werden durch die Gitterplatte des Führungsgerüstes am Aufschwimmen gehindert.

#### Absorberelement

In einem Teil der Brennelemente des ersten Einsatzzyklus, die nicht mit einem Steuerelement besetzt sind, befinden sich Absorberelemente, um einen positiven Moderator-Temperatur-Koeffizienten auszuschließen. Als abbrennbarer Absorber wird ein borhaltiges Glasrohr verwendet, das in einem mit Stopfen verschweißten Stahlhüllrohr eingeschlossen ist und an der Innenseite durch ein dünnes Stahlrohr abgestützt ist. Der durch die Rohrform des Glases geschaffene Hohlraum dient als Gasraum für das aus der  $B(n,\alpha)$ -Reaktion entstehende He.

Jedes Absorberelement besitzt 8 bis 12 Absorberstäbe; die übrigen Positionen sind mit kurzen Drosselstäben besetzt. Alle Stäbe sind an einer Spinne, ähnlich der des Steuer-elementes, befestigt.

Die Absorberelemente werden beim ersten Brennelementwechsel wieder aus dem Reaktorkern entfernt.

### Neutronenquellen

Bei den Neutronenquellen werden Primär- und Sekundärquellen unterschieden.

Die Primärquellen (Quellenmaterial z. B. Cf252) dienen zum Anfahren des Reaktors, bis sich die Sekundärquellen (Quellenmaterial Sb-Be) durch die Neutronenbestrahlung im Reaktor aktiviert haben.

Die Primärquellen enthalten das Quellenmaterial in geschlossenen Stahlkapseln, die wiederum von Stahlhüllrohren umgeben sind, die oben und unten durch eingeschweißte Stopfen verschlossen sind. Die Primärquellstäbe sind über die oberen Stopfen an Spinnen befestigt, wobei sich die Stäbe auf mehrere Spinnen aufteilen. Die restlichen Positionen der Spinnen sind mit Drosselstäben besetzt.

Die Sekundärquellstäbe sind ähnlich wie die Primärquellstäbe aufgebaut, mit dem Unterschied, daß das Quellenmaterial einfach gekapselt ist.

### Drosselkörper

Der Drosselkörper besteht aus einer Lochplatte, ähnlich den Platten im Kopf und Fuß des Brennelementes, mit daran befestigten Drosselstäben, die in die Führungsrohre hineinragen und den Kühlmitteldurchfluß begrenzen.

#### 2.2.1.7 Neutronenphysikalische Kernauslegung

##### 2.2.1.7.1 Brennelementanordnung

Die neutronenphysikalische Kernauslegung führt zu dem in Zeichnung Nr. 2.2/8 gezeigten Kernaufbau.

**Anreicherung für den 1. Kern und Anzahl der Brennelemente:**

1,90 Gew. % U 235	69 BE
2,50 Gew. % U 235	68 BE
3,20 Gew. % U 235	56 BE
Gesamtzahl:	193 BE

Die Brennelemente mit höchster Anreicherung befinden sich am Kernrand, während im Zentrum solche mit 1,90 und 2,50 Gew.% schachbrettartig gruppiert sind. Im Rahmen einer detaillierten Kernoptimierung kann sich das Verhältnis der Anreicherungen noch etwas ändern.

**2.2.1.7.2 Leistungsdichteverteilung**

Bei dieser Brennelementanordnung stellt sich im kritischen Zustand eine relativ flache radiale LeistungsdichteVerteilung ein, die in Hinsicht auf eine wirtschaftlich optimale Ausnutzung der Brennstoffeinsätze weitaus günstiger ist als bei einem Kern mit einheitlich angereicherten Brennelementen. Außerdem können die zur Reaktivitätsregelung vorgesehenen Steuerelemente wirkungsvoller eingesetzt werden und ihre Gesamtwirksamkeit verteilt sich gleichmäßiger auf die einzelnen Positionen.

K  
17.8.1989

In Zeichnung Nr. 2.2/9 sind die BE-Maximalwerte der relativen LeistungsdichteVerteilung über den Kernquerschnitt im neubeladenen, kritischen Reaktor ohne Steuerelemente aufgezeichnet. Dieser makroskopischen Verteilung überlagert sind die lokalen Leistungsdichtespitzen, die durch Heterogenitäten im Brennstabgitter, z.B. in den Steuerstabführungskanälen, hervorgerufen werden. Sie erhöhen die Leistungsdichte örtlich um nicht mehr als 10 %.

In axialer Richtung ist im neubeladenen Reaktor ohne Steuerelemente die Leistungsdichteverteilung cosinusförmig.

Mit fortschreitendem Abbrand flacht sich die Leistungsdichteverteilung in radialer und axialer Richtung weiter ab, da sich die Maxima abbauen und die anfänglich weniger belasteten Zonen immer stärker an der Leistungsproduktion des Kernes beteiligt werden.

#### 2.2.1.7.3 Abbrand

Der Reaktor wird im allgemeinen solange betrieben, bis die Überschußreaktivität verbraucht ist. Danach werden die am stärksten abgebrannten Brennelemente (ca. ein Drittel der Kernladung) entnommen und durch neue Elemente ersetzt.

Zusammen mit den im Kern verbleibenden Brennelementen werden die neu hinzugeladenen so angeordnet, daß sich wieder eine flache Leistungsdichteverteilung einstellt.

Die teilweise abgebrannten Brennelemente werden dabei vorwiegend von der äußeren in die inneren Kernzonenversetzt, während die neuen Brennelemente die freigewordenen Positionen am Kernrand einnehmen.

Ausgehend vom Erstkern, für den ein mittlerer Entladeabbrand der Brennelemente von etwa 23.000 Mwd/t erzielt wird, stellt sich nach einigen Einfahrzyklen ein stationärer Abbrandzyklus, der sogenannte Gleichgewichtszyklus, ein. Alle zu Beginn eines jeden Gleichgewichtszyklus neu hinzukommenden Brennelemente besitzen die gleiche Anreicherung von ca. 3,30 %, womit sie einen mittleren Endabbrand von etwa 34.000 Mwd/t erreichen. Im Normalbetrieb findet der Brenn-elementwechsel, bei dem im Abbrandgleichgewicht jedesmal

oder in periodischer Folge dieselbe Brennelementumsetz-operation vorgenommen wird.

#### 2.2.1.7.4 Reaktivitätsregelung

Die Überschußreaktivität des neubeladenen, unvergifteten Kernes, die im leistungslosen, kalten Zustand ihren höchsten Wert hat, wird zu keinem späteren Zeitpunkt des zyklischen Reaktorbetriebes mehr erreicht. Zu ihrer Kompen-sation, zur Gewährleistung einer ausreichenden Abschalt-sicherheit und zur Regelung der während des Betriebes auf-tretenden Reaktivitätsänderungen stehen zwei Medien mit hohem Neutronenabsorptionsvermögen zur Verfügung:

- Steuerstäbe, bestehend aus dem Werkstoff Ag15In5Cd und
- im Moderator gelöste Borsäure, deren Konzentration variabel ist und den jeweiligen Erfordernissen angepaßt werden kann.

Der neubeladene Reaktor enthält zusätzlich borhaltige Pyrex-glasstäbe, deren Borgehalt während der ersten Betriebsmo-nate des Reaktors weitgehend ausbrennt. Diese Pyrexglas-stäbe kompensieren einen Teil der Überschußreaktivität des neubeladenen Reaktors und bewirken, daß auch während der ersten Betriebsmonate, in denen die Überschußreaktivität größer ist als zu allen späteren Betriebszeiten, der Mode-ratortemperaturkoeffizient einen negativen Wert hat.

Die Steuerstäbe sind im Bündel von je 20 Stück zu einem Steuerelement zusammengefaßt. Jedes Brennelement kann ein solches Steuerelement aufnehmen. Innerhalb eines Brenn-elementes sind die Steuerstäbe in einem gleichmäßigen

Gitter verteilt, was ihnen eine hohe spezifische Reaktivitätswirksamkeit je  $\text{cm}^2$  absorbierender Oberfläche gibt, während nur kleine lokale Leistungsspitzen in der Umgebung der Steuerstabführungsrohre auftreten, wenn diese bei herausgefahrenen Stäben mit Wasser gefüllt sind.

Das Konzept der kombinierten Reaktivitätsregelung mit schnell beweglichen Steuerelementen und, entsprechend ihrer Entnahmgeschwindigkeit, verhältnismäßig langsam veränderlicher Borkonzentration im Moderator, teilt jedem der beiden Medien spezielle Regelaufgaben zu:

Das chemische Regelsystem dient zur Kompensation der für den Abbrand reservierten Überschußreakтивität, zum Ausgleich der stationären und, soweit möglich, auch der instationären Xenon/Samarium-Vergiftung nach Änderung der Reaktorleistung und zur Sicherung einer ausreichenden Unterkritikalität des Reaktors bei längerem Stillstand.

Die Kompensation der Abbrand-Reaktivitätsreserve durch das chemische Regelsystem erlaubt es, daß im Vollastbetrieb die Steuerelemente bis zu ihrer obersten Sollenttauchtiefe gezogen werden können. Die dadurch gewährleistete ungestörte Verteilung der Leistungsdichte ermöglicht hohe Ausnutzung der Brennstäbe hinsichtlich Leistungsdichte und Abbrand.

Die Reaktivitätswirksamkeit des Bors ändert sich mit der Borkonzentration und der Kühlmitteltemperatur. Sie beträgt zwischen 70 und 100 ppm je % Reaktivitätsänderung  $\Delta\phi = (k_1 - k_2)/k_1 k_2$  für Kühlmitteltemperaturen zwischen 20 °C und ca. 300 °C und für Borkonzentration zwischen 0 und 1500 ppm.

Die Steuerelemente besorgen in erster Linie den Ausgleich und das Herbeiführen schneller Reaktivitätsänderungen. Im

kritischen Zustand steht stets eine Anzahl von Steuerelementen bereit, mit denen der Reaktor sicher abgeschaltet werden kann. Dabei gilt die erschwerende Bedingung, daß das wirksamste Steuerelement in gezogener Position steckenbleibt und damit an der Schnellabschaltung nicht teilnimmt. Jede für eine Leistungsänderung erforderliche Reaktivitätsänderung wird durch Steuerelementbewegungen ausgelöst.

Dabei beträgt die durch Änderung der Brennstofftemperatur bewirkte Reaktivitätsänderung zwischen Nullast und Vollast  $\Delta\phi = 1,7 \%$ . Der entsprechende Beitrag des Kühlmitteltemperaturkoeffizienten ist bei neubeladenem Kern und hoher Borkonzentration sehr klein, steigt aber mit fortschreitendem Abbrand und entsprechendem Borentzug bis auf einen Wert von etwa 0,6 % an.

Ferner werden alle kleineren Reaktivitätsänderungen, die durch Schwankungen der Kühlmitteltemperatur, Blasenbildung im Kühlmittel oder durch leichte Veränderungen der Xenon- oder Borkonzentration hervorgerufen werden können, mit Steuerelementen kompensiert. Bei Vollast sind die Steuerelemente nur so weit in den Reaktor eingefahren, daß sie jederzeit eine positive Regelreserve von ca.  $\Delta\phi = 0,2 \%$  bereithalten.

Die Erfüllung der genannten Regelaufgaben ist durch 53 Steuerelemente mit je 20 Absorberfingern gewährleistet. Ihre Positionen im Kern sind in der Zeichnung Nr. 2.2/1 markiert. Die vorgesehenen acht teillangen Steuerelemente dienen der Glättung axialer Leistungsdichteschwankungen, die durch Steuerelementbewegungen und durch das grundsätzlich instationäre Verhalten der Jod- und Xenon-Konzentrationen nach Leistungsdichteänderungen auftreten. Damit erfüllen sie zugleich die Aufgabe, das Auftreten divergenter axialer Xenonschwingungen zu verhindern.

#### 2.2.1.7.5 Reaktivitätsbilanz

Die im folgenden angegebenen Reaktivitätswerte sind Richtwerte.

Die Überschußreaktivität  $\rho_{\max} = (k_{\text{eff}} - 1)/k_{\text{eff}}$  des neubeladenen, unvergifteten Reaktors bei 20 °C beträgt 20,5 %.

Wird der Reaktor auf Betriebstemperatur gebracht, dann vermindert sich der Wert um 3 %. Um weitere 1,7 % verringert sich die Überschußreaktivität beim Übergang von Nullast auf Vollast infolge des negativen Brennstofftemperatur-Effektes. Der Reaktivitätsverlust infolge der Xe/Sm-Gleichgewichtsvergiftung beträgt bei voller Leistung  $\Delta\rho = 3,0 \%$ . Es bleibt schließlich eine Überschußreaktivität von ca. 13,0 % als Reserve für den Brennstoffabbrand während des 1. Abbrandzyklus.

Die entsprechenden  $k_{\text{eff}}$ -Werte sind in der Datenzusammenstellung aufgeführt.

Die Steuerstäbe müssen für eine sichere Abschaltung aus dem Vollastzustand im ungünstigsten Fall ein Mindestreakтивitätsäquivalent von 5,0 % bereithalten. Dieser Wert setzt sich zusammen aus der Summe der Reaktivitätsäquivalente für den Leistungskoeffizienten (-2,2 %), für den evtl. nicht funktionierenden wirksamsten Steuerstab (-1,5 %), für die Abschaltreserve (-1 %), für die Mindesteintauchtiefe der Steuerstäbe, für Kühlmitteltemperatur und -dichteschwankungen sowie für Meßungsgenauigkeiten (-0,3 %). Tatsächlich beträgt die Reaktivitätswirksamkeit der 53 Steuerstäbe ca. 7,5 %.

#### 2.2.1.7.6 Reaktivitätskoeffizienten

Die Reaktivitätskoeffizienten beschreiben das Verhalten des effektiven Multiplikationsfaktors als Folge von Änderungen der die Neutronenbilanz im Reaktorbetrieb beeinflussenden Parameter. Sie sind definiert durch den Quotienten  $\Delta\phi/\Delta x$ , wobei x der jeweilige Variationsparameter ist. Variabel sind im wesentlichen die Kühlmittel- und Brennstofftemperatur, der Kühlmitteldruck und der prozentuale Blasengehalt im Kühlmittel. Die Reaktivitätskoeffizienten ändern sich mit dem Betriebszustand, dem Vergiftungsgrad des Kühlmittels sowie dem Brennstoffabbrand. Ihre maximalen Werte sind in der Datenzusammenstellung angegeben.

Der prompt wirkende Brennstofftemperaturkoeffizient  $\Delta\phi/\Delta T_B$  ist stets negativ. Er ist nur wenig abhängig von der Borkonzentration im Kühlmittel. Seine Größe ergibt sich aus Änderungen des Neutroneneinfangs im U-238 (Doppler-Effekt). Sein Wert steigt von ca.  $-3,2 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$  bei Raumtemperatur auf ca.  $-1,6 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$  bei voller Leistung an.

Von besonderem Interesse ist bei Verwendung eines chemischen Regelsystems das Verhalten der Reaktivitätskoeffizienten, die sich auf eine Änderung der Kühlmitteldichte beziehen. Ohne Bor im Kühlmittel führt eine Verringerung der Kühlmitteldichte stets zu einer Reaktivitätsabnahme, da der Reaktorkern aufgrund seiner Auslegung untermoderiert ist. Mit Bor ist eine Verminderung der  $\text{H}_2\text{O}$ -Dichte jedoch auch mit einer Verringerung der Konzentration der Neutronen absorbierenden Substanz verbunden. Dieser entgegengesetzte wirkende Effekt kann bei hoher Borkonzentration den durch die Änderung der Moderationsstärke hervorgerufenen Effekt überwiegen.

Ein stets negativer Moderator temperaturkoeffizient im Betriebszustand wird durch die Verwendung von abbrennbaren Giften beim neuen Kern in Form borhaltiger Pyrexglasstäbe gewährleistet. Diese Stäbe werden im neubeladenen Reaktor in einen Teil der freien Steuerstabführungsrohre eingesetzt, wodurch der Borsäuregehalt des Kühlmittels verringert werden kann. Das Bor in den Pyrexglasstäben brennt in den ersten Betriebsmonaten des Reaktors weitgehend aus; die Stäbe werden beim ersten Brennelement-Umsetzen und -Beladen aus dem Reaktorkern entfernt.

Der Reaktivitätskoeffizient des Druckes,  $\Delta \varphi / \Delta P$ , ist um mindestens eine Zehnerpotenz kleiner als der Kühlmitteltemperaturkoeffizient und hat stets ein diesem entgegengesetztes Vorzeichen. Sein Einfluß auf das kinetische Reaktorverhalten ist daher ohne Bedeutung, zumal ohnehin nur geringe Druckschwankungen möglich sind.

#### 2.2.1.7.7 Langzeitstabilität

Die verzögerte Entstehung von Xe 135 über das Spaltprodukt J 135 bewirkt, daß sich die Gleichgewichtszustände der Xe-Konzentration nur mit Verzögerung einstellen. Die instationäre Xenonvergiftung, d. h. der Xe-Aufbau bei Lastabsenkung und der rasche Xe-Ausbrand nach Lasterhöhung kann zur Folge haben, daß eine Störung des Neutronenfluxes zunächst verstärkt wird, bis nach Stunden der Vorgang in umgekehrter Richtung verläuft. Schwingungen dieser Art besitzen die hinsichtlich ihrer Regelbarkeit günstige Eigenschaft, daß sie sehr langsam verlaufen. Im ungeregelten Reaktor beträgt ihre Schwingungsdauer etwa 36 Stunden, so daß ihre Entstehung rechtzeitig erkannt und ihre Ausbildung verhindert werden kann. Die Erkennung der mit

diesen Schwingungen verbundenen örtlichen Leistungsdichteerhöhungen erfolgt über die Betriebsinstrumentierung, ihre Dämpfung durch 8 teillange Steuerelemente. Die Absorber dieser Steuerelemente haben ihre Ruhestellung im Bereich der Reaktormittelebene.

#### 2.2.1.8 Wärmotechnische Auslegung des Reaktorkerns

Abmessungen und Anzahl der Brennstäbe sowie ihre Anordnung und Aufteilung auf die Brennelemente ergeben sich unter Gesichtspunkten der Betriebssicherheit und Wirtschaftlichkeit durch optimale Abstimmung zwischen der Leistungsdichte im Brennstoff, dem Leistungsverlauf über den Kern, dem angestrebten Abbrand und der Betriebsweise des Kraftwerkes.

Die Auslegung der Reaktorkühlung wird bei Druckwasserreaktoren vor allem von der Sicherheit gegenüber dem Auftreten von Filmsiedem im Reaktorkern bestimmt. Betriebsdruck, Kühlmitteleintrittstemperatur und Kühlmitteldurchsatz werden so gewählt, daß neben einer genügenden Sicherheit gegen Filmsieden an der stärkstbelasteten Stelle des Reaktorkerns die Heizfläche der Dampferzeuger und die Leistungsaufnahme der Umwälzpumpen technisch und wirtschaftlich optimale Werte annehmen.

KWW BG. 18 V

##### 2.2.1.8.1 Heißkanalfaktoren

Als Maßstab für die Wahl von Eintrittstemperatur, Betriebsdruck und Reaktordurchsatz dient ein fiktiver Kühlkanal, der sogenannte "heiße Kanal", in dem alle Effekte berücksichtigt werden, die die lokalen Belastungen im Kern gegen-

über den mittleren Belastungen erhöhen. Der Kern des Reaktors ist so ausgelegt, daß der heiße Kanal allen im Betrieb denkbaren ungünstigen Betriebsbedingungen gewachsen ist. Diese Auslegungsweise beinhaltet zusätzliche Sicherheit, da nur geringe Wahrscheinlichkeit besteht, daß alle die Belastung erhöhenden Effekte zugleich an einer Stelle des Reaktors zusammentreffen.

Die Belastungen des heißen Kanals (Wärmestromdichte, Aufwärmespanne) gehen aus den mittleren Belastungen im Reaktorkern durch Berücksichtigung von Heißkanalfaktoren hervor, die man folgendermaßen definiert:

$F_q$  = maximale/mittlere Wärmeleistung im Kern

$F_{\Delta H}$  = maximale/mittlere spez. Enthalpieerhöhung im Kern.

Die Heißkanalfaktoren berücksichtigen die nukleare Leistungsdichteverteilung im Kern und Einflüsse der Kühlmittelzuführung und -verteilung, Herstellungstoleranzen und Deformation des Brennelementes während des Betriebes.

Aus der Auswertung des an den Anlagen KWO und KKS im Betrieb gemessenen Heißkanalfaktors  $F_q$  und aufgrund vergleichender neutronenphysikalischer Rechnungen für KKS und BIBLIS ist sicher, daß bei großen Anlagen höhere Heißkanalfaktoren als  $F_q = 2,0$  im Konstantlastbetrieb nicht zu erwarten sind. Während 70 % der bisherigen Betriebszeit lag der gemessene Heißkanalfaktor in den in Betrieb befindlichen Anlagen nicht über  $F_q = 1.77$ .

Der aus diesen Werten sich ergebende Heißkanalfaktor  $F_H$  beträgt 1.56.

Zusätzlich zu den Erwartungswerten  $F_q = 2.0$  bzw.  $F_{\Delta H} = 1.56$  werden Sicherheitszuschläge von 1.25 bzw. 1.05 berücksichtigt, woraus die Auslegungswerte von  $F_q = 2.50$  bzw.  $F_{\Delta H} =$

## 1.65 folgen.

Durch Abbrennen von Leistungsspitzen zu Beginn eines Beladungszyklus nehmen die nuklearen Anteile der Heißkanalfaktoren ab (Messungen, Kernkraftwerk Obrigheim und Stade), so daß die angegebenen Werte bei Grundlastbetrieb nur in den ersten Vollastwochen nach der Beladung bzw. dem Umsetzen annähernd erreicht werden können und daher vom Zyklusanfang bis -ende ein zunehmendes Reservoir für eventuell auftretende Störfälle zur Verfügung steht.

Insbesondere ist zu berücksichtigen, daß bis zum erstmaligen Erreichen von  $3765 \text{ MW}_{\text{th}}$  bereits ein Abbrand von ca.  $350 \text{ MWd/tU}$  erzielt wird, was ein Abnehmen der Leistungsdichtespitzen um ca. 4 % beinhaltet. Um weitere 4 % nehmen die Leistungsdichtespitzen ab bei Erreichen des Xenongleichgewichts nach wenigen Tagen Vollastbetrieb. Bei Aufnahme des Vollastbetriebs folgt daraus, daß im ungestörten Leistungsbetrieb selbst für den angenommenen Spitzenwert von  $F_q = 2.50$  der Heißkanalfaktor  $F_{qH}$  einschließlich des Sicherheitszuschlages und je nach Xenonzustand der Anlage bei 2.30 bis 2.40 liegt, was bei den Annahmen für die Untersuchung des Auslegungsunfalls berücksichtigt ist.

Im einzelnen werden für die Auslegung des Reaktorkerns folgende Werte zugrunde gelegt:

	$F_q$	$F_{qH}$
Makroskopische Leistungsdichte- verteilung	1.83	1.43
Wasserspalte	1.06	1.044
Tablettentoleranzen	1.03	1.015
Stabteilung und Unterkanal- geometrie	--	1.10

	$F_q$	$F_H$
Minderdurchsatz im heißen Kanal	--	1.04
Ungleichförmige Zuströmung	--	1.03
Vermischung	--	0.87
<hr/>		
Gesamtfaktor	2.00	1.56
Sicherheitszuschlag	1.25	1.05
<hr/>		
Auslegungswert	2.50	1.65

Der Unterfaktor für die makroskopische Leistungsdichte-Verteilung wird vorwiegend durch die vom Beladungsplan stark beeinflußte LeistungsdichteVerteilung bestimmt. Die Leistungsüberhöhung in der Umgebung von Wasserspalten durch verstärkte lokale Moderation und fehlende Absorption- und Spaltung im Regelstabführungsrohr wirkt sich hinsichtlich der Kühlmittelauflaufheizung weniger stark aus als hinsichtlich der im Unterkanal auftretenden maximalen Wärmestromdichte, da nicht alle an den Unterkanal grenzenden Brennstäbe die gleiche Leistungsdichteauflaufbiegung besitzen. Herstellungstoleranzen und Brennstabverbiegungen sind im Brennelement bzw. Brennstab statistisch verteilt. Daher werden die aus Brennstoff- und Maßtoleranzen folgenden Maximalwerte aus konservativen Gründen hinsichtlich Wärmestromdichte voll, hinsichtlich der Kühlmittelauflaufheizung zur Hälfte berücksichtigt.

Der mit 1,04 für Nennlast angegebene Faktor für den Minderdurchsatz, infolge Kühlmittelverdrängung aus dem heißen Kanal, ergibt sich aus der bei Überlast zu erwartenden jedoch geringfügigen Dampfblasenbildung im Heißkanal. Diese Überlast beträgt 12 % über der dauernd zulässigen Reaktorlast von  $3765 \cdot MW_{th}$  und bildet die Grundlage der wärmetechnischen Auslegung der Brennstabkühlung.

Zu beachten ist, daß den Abschaltgrenzwerten (Neutronenfluß, DNB) Reaktorleistungsbegrenzungen in Schutzqualität vorgelagert sind, die die Reaktorleistung bei langsamem Transienten vor Erreichen der 112 % Leistung ab 103 % wirksam begrenzen. Bei schnellen Transienten wird die Wärmestromdichte durch die Schnellabschaltung sicher auf Werte unter 112 % Leistung begrenzt.

Der Faktor für die Ungleichförmigkeit der Kühlmittelzuströmung über den gesamten Reaktorquerschnitt, sowie für den Einfluß der Strömungsführung am Eintritt in das Brennelement auf die Enthalpieerhöhung im heißen Kanal beträgt 1,03. Durch Messungen am Modellkessel wurde dieser Wert experimentell bestätigt.

Die seitliche Durchmischung des Kühlmittels innerhalb des offenen, kastenlosen Brennelementes und über den Reaktorquerschnitt erfolgt durch Turbulenz der Strömung und starke Verwirbelung durch die Durchmischungsfahnen der Abstandshalter. Aufgrund der für den KWU-Abstandhalter durchgeführten Durchmischungsversuche kann der mit 0,87 angegebene Faktor als konservativ angesehen werden. Durch den Einsatz kastenloser Brennelemente reicht die seitliche Durchmischung über das Brennelement hinaus und führt zu einer weiteren -allerdings geringfügigen - Temperaturabflachung im ganzen Reaktorkern. Es konnte experimentell nachgewiesen werden, daß gut ausgebildete Durchmischungsfahnen an den Abstandshaltern und der Einsatz kastenloser Brennelemente lokale Aufheizungsspitzen auf weniger als 40 % herabsetzen. Der Wert 0,87 entspricht einer Abminderung der lokalen Spitzen auf 40 %.

#### 2.2.1.8.2 Auslegungsgesichtspunkte

Betriebsdruck, Eintrittstemperatur,  
Kühlmitteldurchsatz, Druckverlust:

Betriebsdruck, Kühlmitteleintrittstemperatur und Kühlmitteldurchsatz ergeben sich aus einer Optimierungsstudie, in der neben den Bedingungen im Reaktorkern auch die Dampferzeugergröße und die Leistungsaufnahme der Umwälzpumpen berücksichtigt werden.

Der Nennwert des Betriebsdruckes wurde auf 158 bar festgelegt. Die Eintrittstemperatur des Kühlmittels beträgt 292,5 °C, der Durchsatz 17230 kg/s. Das Kühlmittel tritt durch 4 Einlaßstutzen in den Reaktor ein und strömt im Ringspalt zwischen Kernbehälter und Reaktorgefäß abwärts. Am halbkugelförmigen Boden des Reaktorkessels wird die Strömung um 180 ° umgelenkt. Das Kühlmittel strömt dann aufwärts durch den Kern und tritt durch vier Auslaßstutzen aus dem Kessel aus. Die gesamten Druckverluste über den Reaktordruckbehälter betragen unter Berücksichtigung der Rechenunsicherheiten 2,68 bar, wobei 1,51 bar auf den Reaktorkern entfallen.

Der Kühlmitteldurchsatz wurde entsprechend der aus dem Kern abzuführenden Wärme und unter Berücksichtigung einer Bypass-Strömung festgesetzt. 94 % des gesamten Durchsatzes dienen dem Abtransport der Wärme. Die restlichen 6 % sind durch die Reaktorkesselkonstruktion bedingte Bypass-Strömungen und tragen nicht zur Kühlung des Reaktorkerns bei: die Strömung durch die Regelstabführungsrohre beträgt ca. 3 %; ca. 3 % des Gesamtdurchsatzes werden zur Kühlung des Reaktordeckels, des Kernbehälters und der Kernumfassung verwendet.

### Kühlmitteltemperaturen

In Zeichnung Nr. 2.2/10 ist der Verlauf der Kühlmittel- und Hüllrohrtemperaturen entlang eines Brennelements für verschiedene Belastungsfälle dargestellt. Nur bei Überlast (112 % von 3.762 MW,  $t_e = 292,5^\circ\text{C}$ ) wird im heißen Kanal dem Kühlmittel soviel Wärme zugeführt, daß die mittlere Temperatur des Kühlmittels die Siedetemperatur erreicht, wobei der gewichtsmäßige Dampfgehalt einen Wert von 8,5 % nicht überschreitet. Oberflächensieden in ungesättigtem Wasser tritt dagegen in weiten Bereichen des Reaktorkerns auf. Die Temperaturen des Hüllrohres steigen dabei wegen des sehr guten Wärmeüberganges bei Blasensieden nur wenig über die Siedetemperatur an.

#### 2.2.1.8.3 Verwendete DNB-Beziehung

Die Abkürzung DNB ("departure from nucleate boiling") wird als zusammenfassender Begriff für "Filmsieden" bzw. "Siedekrise bei hohen Dampfgehalten" verwendet. Bei der Wahl von Eintrittstemperatur und Durchsatz muß beachtet werden, daß bei den durch den Regel- und Meßbereich möglichen Abweichungen des Druckes und der Temperatur vom Nennwert und der durch die Überlastschnellabschaltung gegebenen Maximallast im heißen Kanal ein DNB-Verhältnis von 1,25 nicht unterschritten wird. Das DNB-Verhältnis definiert man als den minimalen Quotienten im Kühlkanal aus der den jeweiligen Kühlmittelzuständen an der Stelle  $z$  des Kanals zugeordneten kritischen Wärmestromdichte  $q_{DNB}(z)$  und einer aus der tatsächlich auftretenden Heizflächenbelastung gebildeten Vergleichswärmestromdichte  $q_v(z)$ , in der die ungleichförmige Wärmestromdichte ver-

teilung längs des Kühikanals berücksichtigt wird:

$$DNB = \frac{q_{DNB}(z)}{q_v(z)}$$

Bei Nennbetriebsbedingungen beträgt dieses Verhältnis im Heißkanal 1,72 und bei Überlast (12 %) 1,50, so daß gegen den minimal zulässigen Wert von 1,25 eine genügend große Sicherheitsspanne für Betriebsschwankungen vorhanden ist.

Zur Bestimmung des DNB-Verhältnisses wird die W 3-Beziehung von Westinghouse (1, 2) benutzt. Sie ersetzt die früheren W 2- und HDNB-Beziehungen (3) und beseitigt die Unstetigkeit dieser Beziehungen in Bereichen, in denen das Kühlmittel Sättigungstemperatur erreicht. Die W 3-Beziehung benutzt für die Bestimmung des lokalen DNB-Verhältnisses neben lokalen Größen auch die Eintrittsenthalpie des Kühlmittels.

KNU-B6-198

---

(1) L.S. Tong: DNB-Prediction for an Axially Non-Uniform Heat Flux Distribution, WCAP - 5584.

(2) L.S. Tong: Prediction of DNB for an Axially Non-Uniform Heat - Flux Destribution  
J. Nucl. Energ. Bd. 21, 1967, Heft 3,  
S. 241 - 248

(3) Tong et al: New DNB - Correlations Predict DNB Conditions, Nucleonics, May 1963

Die bei der Entwicklung dieser Beziehung verwendeten Meßdaten stammen aus folgenden Quellen:

WAPD-188	(1958)	CU-TR-No. 1 (NW-208)	(1964)
ASME Paper 62-WA-297	(1962)	CISE-R-90	(1964)
CISE-R-63	(1962)	DP-895	(1964)
ANL-6675	(1962)	AEEW-R-356	(1964)
GEAP-3766	(1962)	BAW-3238-7	(1965)
AEEW-R-213 und 309	(1963)	AE-RTL-778	(1965)
CISE-R-74	(1963)	AEEW-355	(1965)
CU-MPR-XIII	(1963)		

Die W 3-Beziehung gibt die angeführten Meßwerte mit einer Streuung von  $\pm 25\%$  wieder.

Sie lautet:

$$q_{DNB}(z) = \left[ (2,022 - 0,6119 \cdot 10^{-2} \cdot p) + (0,1722 - 1,3995 \cdot 10^{-3} p) e^{x(18,177 - 0,05872p)} \right] \left[ (0,1484 - 1,596x + 0,1729|x|) \frac{G}{1356} + 1,037 \right] \cdot [1,157 - 0,869 \cdot x] \cdot [0,2664 + 0,8357 \cdot e^{-0,124055 \cdot d_h}] \cdot \left[ 2,23957 \cdot 10^6 + 3876 \cdot 37(h_{sat} - h_{in}) \right] \quad [\text{kcal}/\text{hm}^2]$$

Dabei werden für die verschiedenen Parameter folgende Gültigkeitsbereiche abgegrenzt:

Druck	$p = 56 \div 162$	at
Massenstromdichte	$G = 680 \div 6800$	$\text{kg}/\text{m}^2\text{s}$
Hydraul. Durchmesser	$d_h = 5,08 \div 17,8$	mm
Dampfgehalt	$x = -0,15 \div +0,15$	
spez. Eintrittsenthalpie	$h_{in} \geq 220$	$\text{kcal}/\text{kg}$
Länge	$L = 25,4 \div 366$	cm

$$\frac{U_{\text{beheizt}}}{U_{\text{benetzt}}} = 0,88 \div 1,00$$

Sättigungsenthalpie  $h_{\text{sat}}$  (Wasser) kcal/kg

Die zur Ermittlung des DNB-Verhältnisses noch notwendige Vergleichswärmestromdichte  $q_v$  errechnet sich folgendermaßen aus der tatsächlich auftretenden Wärmestromdichte  $q(\xi)$  längs des Kanals:

$$q_v(z) = \frac{\int_0^z q(\xi) e^{-C(z-\xi)} d\xi}{\int_0^z e^{-C(z-\xi)} d\xi} \quad [\text{kcal}/\text{hm}^2]$$

mit  $C = 29,3 \frac{(1-x)^{7,9}}{(G/10^3)^{1,72}}$   $[\text{m}^{-1}]$

$\xi = 0$  bezeichnet den Ort des Oberflächensiedebeginns.

Die W 3-Beziehung wurde nach Erkenntnissen aus Strömungsversuchen in Rohren und rechteckigen Kanälen entwickelt, wobei sich auch bei Stabbündeln eine sehr gute Übereinstimmung zwischen Formel und Meßdaten zeigt.

#### 2.2.1.8.4 Sicherheit gegen Filmsieden im Reaktorkern

Durch Auswertung der W 3-Beziehung lässt sich für jeden Betriebszustand die Sicherheit gegenüber Filmsieden im Reaktorkern ermitteln. Einen Überblick über das DNB-Verhalten des heißen Kanals bei geänderten Betriebsbedingungen (erhöhte Leistung, geänderte Eintrittstemperatur) zeigt Zeichnung Nr. 2.2/11.

In diesem Diagramm sind ausgezogene Kurven gleicher Sicherheit gegen Filmsieden (Parameter W 3) eingetragen. Der

Normalbetriebspunkt der Anlage ist als Punkt B markiert. Die sich bei stationärem Betrieb aufgrund des Teillastfahrprogramms einstellenden Reaktoreintrittstemperaturen sind als Funktion der Reaktorleistung ersichtlich.

Ausgehend vom Betriebspunkt B sind bei der Beurteilung der Sicherheit gegen Filmsieden folgende Gesichtspunkte zu beachten:

Aufgrund von Regelabweichungen im Normalbetrieb und bei Störfällen kann der augenblickliche Betriebszustand von den oben angedeuteten stationären Betriebszuständen abweichen. Gegen das Erreichen unzulässiger Betriebszustände (mit Rücksicht auf Filmsieden) ist der Reaktor durch zwei unabhängige Abschaltsignale des Reaktorschutzes abgesichert. Der Reaktorschutz löst Reaktorschneilabschaltung aus aufgrund des Ansprechens eines der Abschaltsignale:

- "DNB-Verhältnis zu klein" (DNB-Grenzwert)
- "Neutronenfluß zu hoch" (Leistungsgrenzwert)

Hinsichtlich der Redundanz der Abschaltsignale wird auf die Beschreibung des Reaktorschutzes verwiesen.

Das Abschaltignal "DNB-Verhältnis zu klein" dient vorwiegend zum Schutz des Kerns vor Betriebszuständen, die im Kern eine nicht ausreichende Sicherheit gegen Filmsieden ergeben würden.

Zur Bestimmung des DNB-Grenzwertes wird während des Betriebs aus den gemessenen Ein- und Austrittstemperaturen des Reaktors sowie dem gemessenen Betriebsdruck durch eine analoge Rechenschaltung des Reaktorschutzes laufend das DNB-Verhältnis des heißen Kanals berechnet.

Die minimal zulässige Differenz zwischen gerechnetem DNB-Verhältnis und minimal zulässigem Wert wird aufgrund der Untersuchungen zum dynamischen Betriebsverhalten der Anlage so bestimmt, daß auch bei instationären Betriebsänderungen das DNB-Verhältnis den minimal zulässigen Wert niemals unterschreitet.

Der Einstellwert des DNB-Grenzwertes entspricht gemäß Zeichnung Nr. 2.2/11 nahezu der Linie konstanter Sicherheit gegen Filmsieden von  $W_3 = 1,55$ .

Bei der Einstellung des DNB- bzw. Leistungsgrenzwertes sind die Meß- und Einstelltoleranzen der Meßgeräte und Grenzwertgeber zu berücksichtigen, so daß im Betrieb die gewählten Grenzwerteinstellungen weit unterhalb der zulässigen Auslegungsgrenzen liegen. Die obere Schranke, die durch die Linie konstanter Sicherheit gegen Filmsieden  $W_3 = 1,30$  wiedergegeben wird, definiert die Überlastzustände, die unter Zugrundelegung aller Toleranzen von der Anlage vor der Schnellabschaltung gerade noch erreicht werden können. Sie setzen ein Versagen der Reaktorleistungsbegrenzungen voraus. Die bei 103 % einsetzenden Reaktorleistungsbegrenzungen verringern die Eintrittswahrscheinlichkeit der Überlast von 112 %. Aus den hinsichtlich Filmsieden gleichwertigen Zuständen wurde der durch den Punkt A gekennzeichnete Betriebszustand bei 112 % Überlast und Nenneintrittstemperatur als Auslegungspunkt der Anlage hinsichtlich Filmsieden definiert und allen notwendigen Rechnungen für die wärmetechnische Anlagenoptimierung zugrunde gelegt.

Betriebsstörungen, die mit einer Leistungserhöhung der Anlage verbunden sind, führen mit wenigen Ausnahmen zu Eintrittstemperaturerhöhungen. Daher befindet sich auch im Störfall die Anlage im Zwickel zwischen der stationären Reaktoreintrittstemperatur und dem Einstellwert des DNB-Grenzwertes (Zeichnung Nr. 2.2/11).

Bei geändertem Betriebsdruck verschiebt sich das Abschaltband des DNB-Grenzwertes entsprechend der sich ändernden Sicherheit gegen Filmsieden zu größeren bzw. kleineren Eintrittstemperaturen.

Das zweite Abschaltsignal "Neutronenfluß zu hoch" tritt aus den oben beschriebenen Gründen im Normalbetrieb und im Störfall beim Schutz der Anlage vor Filmsieden gegenüber dem Abschaltignal "DNB-Abstand zu klein" zurück. Das Neutronenflußsignal wird im wesentlichen nur wirksam bei schnellen positiven Reaktivitätsstörungen.

Den Abschaltignalen (DNB-Grenzwert, Leistungsgrenzwert) sind Leistungsbegrenzungen vorgeschaltet, die vor Erreichen der Abschaltgrenzwerte die Reaktorleistung begrenzen bzw. reduzieren. Dies wird durch die in Zeichnung Nr. 2.2/11 eingetragenen strichpunktuierten Linien angedeutet. Diese Leistungsbegrenzungen stellen sicher, daß der Reaktor in den meisten Fällen durch die Leistungsbegrenzung abgefangen wird und daß ein Ansprechen des Reaktorschutzes vermieden wird. Betriebszustände, die dem Auslegungspunkt A entsprechen, können daher von der Anlage nicht erreicht werden.

#### 2.2.2 Einbauten des Reaktordruckbehälters (Kerngerüst)

Das Kerngerüst bildet die Struktur des Reaktorkerns und besteht im wesentlichen aus

- dem unteren Kerngerüst mit Schemel und Hebetrasverse,
- dem oberen Kerngerüst mit Führungseinsatz und Hebevorrichtung

und erfüllt folgende Aufgaben:

- Aufnahme von Gewicht und Verspannkräften der Brennelemente,
- Gewährleistung von Lage und Ausrichtung der Brennelemente,
- Ausrichtung und Führung der Steuerelemente,
- Aufnahme des Stoßes der Steuerelemente bei Reaktorschneidabschaltung,
- Strömungsführung des Kühlmittels im Reaktordruckbehälter,
- Herabsetzung der Neutronenbestrahlung der Druckbehälterwand,
- Aufnahme und Führung der Kerninstrumentierungslanzen,
- Aufnahme der Bestrahlungsproben zur Sprödbruchüberwachung des Druckbehälters.
- Sicherstellung der Kerngeometrie bei Kühlmittelverlustunfällen.

#### 2.2.2.1 Konstruktion

##### Unteres Kerngerüst

Das untere Kerngerüst besteht aus dem Kernbehälter, dem Rost mit Stauplatte sowie der Kernumfassung mit Formblechen und legt die Anordnung des Reaktorkerns unter allen Betriebs- und Störzuständen weitgehend unverrückbar fest. Es bleibt beim Brennelementwechsel im Reaktordruckbehälter und kann aber für Inspektionen des Druckbehälters mit der Hebetraverse herausgehoben werden.

Der Kernbehälter hängt mit seinem oberen Ende, dem Stutzen teil, zentriert über vier Paßklötzen an der Tragleiste des Druckbehälterflansches und wird im unteren Bereich, dem

Mantelteil - gleichzeitig thermischer Schild - , über radiale Abstützungen vor zu großen Verlagerungen geschützt. Die Stirnflächen der Druckbehälter - Austrittsstutzen und die Ausschnittsverstärkungen des Stutzenteils sind konzentrisch zur Behälterachse bearbeitet. Sie legen sich bei Betriebstemperatur infolge der unterschiedlichen Ausdehnung von Druck- und Kernbehälter dicht aneinander.

Der untere Rost stellt die eigentliche Tragstruktur dar und wird vorgefertigt in den unteren Flansch des Kernbehälters bei der Probemontage eingepaßt. Aufgesetzte Reiter mit Zentrierstiften dienen der Ausrichtung der Brennelemente auf ihrer Gitterposition. Bei großer Biegesteifigkeit der Gesamtkonstruktion ergeben die guten Kühlbedingungen der hohen, schmalen Stege niedrige Wärmespannungen infolge  $\Delta$ -Heizung. An der Unterseite des Rostes ist die Stauplatte befestigt, die eine gleichmäßige Beaufschlagung des Reaktorkerns mit Kühlmittel gewährleistet.

Zwischen unterem Rost und Druckbehälterboden befindet sich der Schemel der zusammen mit den radialen Abstützungen den hypothetischen Unfall "Kernbehälterabsturz" durch Reißen der Flanschverbindung verhindert. Damit ist selbst bei diesem Unfall der gesamte Steuerstabweg ungestört und die Nachkühlbarkeit der Brennelemente gewährleistet. Darüber hinaus reduziert der Schemel die Durchbiegung des Rostes bei einem Auslegungsunfall und übernimmt eine gewisse Strömungsführung des Kühlmittels im Druckbehälterboden.

Die Kernumfassung umschließt die vieleckige Kontur des Reaktorkerns und wird ohne Schweißverbindungen über die Formbleche an den Kernbehälter geschraubt. Die Abmessungen der Umfassung sind dem Ausdehnungsverhalten der Brennelementanordnung angepaßt. Kalibrierte Ausdehnungen in den Formblechen erlauben einen definierten Nebenstrom zur Kühlung des Kernbehälters.

Die Bestrahlungskanäle zur Aufnahme der Bestrahlungsproben für die Sprödbruchüberwachung des Reaktordruckbehälters befinden sich am Außendurchmesser des Kernbehälters in der Nähe der Austrittsstutzen.

#### Oberes Kerngerüst

Im Stutzenteil des Kernbehälters befindet sich das betriebsmäßig herausnehmbare obere Kerngerüst. Es bildet den oberen Abschluß des Reaktorkerns, nimmt die Führungseinsätze auf und besteht aus dem oberen Rost mit Deckplatte, den Stützen und der Gitterplatte. Beim Brennelementwechsel entfernt man das obere Kerngerüst als eine Einheit mit der Hebevorrichtung aus dem gefluteten Druckbehälter gemeinsam mit den entkuppelten Steuerstabtriebsstangen. Die Führung beim Ein- und Ausbau erfolgt über drei am Druckbehälterflansch befestigte Stangen. Die Feinzentrierung zwischen oberem Kerngerüst und Kernbehälter geschieht durch vier Zentrierbolzen im Kernbehälter, die in Radialschlitz der Gitterplatte eingreifen.

Die Einspannung des oberen Kerngerüstes zusammen mit dem Kernbehälter zwischen den Druckbehälterflanschen ist über Niederhalter mit Tellerfedern so ausgelegt, daß die Bauteile axial sicher gelagert sind.

Der biegesteife obere Rost bildet das Rückgrat des oberen Kerngerüstes. Er ist mit der relativ dünnen, vielfach gebohrten Gitterplatte durch über den gesamten Kernquerschnitt verteilte Stützen verbunden und liegt mit dem am zylindrischen Mantel angebrachten Flansch auf der Oberseite des oberen Kernbehälterflansches auf.

Die Gitterplatte zentriert über entsprechende Stifte die Brennelemente sowie Steuerstabführungen und überträgt mit kurzen Biegelängen die Strömungs- und Verspannkräfte auf die angeschraubten Stützen. Die Deckplatte schließt den Stützenteil des Kernbehälters zum Dom im Druckbehälterdeckel ab. Zwischen der Deckplatte und den Kühlmitteldurchtritts-Öffnungen der Gitterplatte sind die Führungsrohre der Kerninstrumentierung fest an den Stützen verlegt.

Die Führungseinsätze für die Steuerelemente bestehen im wesentlichen aus 4 Tragleisten und einer Anzahl Führungsplatten. Im unteren offenen Teil verbinden zusätzlich 12 geschlitzte Rohre, in denen die einzelnen Steuerstäbe gleiten, die Führungsplatten. Im oberen Bereich ist der Führungseinsatz über eine gewisse Länge gegen Querströmung abgedeckt, und zwar entweder durch zwei angeschraubte Mantelhälften oder durch Anordnung innerhalb der Stützen. Der über die Gitterplatte hinausragende Teil ist durch eine Haube und eine Führungsplatte bis auf die Öffnungen entsprechend dem Steuerelementquerschnitt verschlossen. Die abschließenden Führungsplatten halten die ausgekuppelten Antriebsstangen in annähernd senkrechter Lage, wodurch auch das Aufsetzen des Druckbehälterdeckels erleichtert wird. Die Führungseinsätze werden mit der Deckplatte verschraubt.

Kalibrierte Schlitze in den Einhängeflanschen des unteren und oberen Kerngerüstes dienen einer dosierten Nebenströmung des eintretenden Kühlwassers zur Erwärmung bzw. Abkühlung des Druckbehälterdeckels. Die Druckverhältnisse liegen so, daß eine zu große Belastung der Deckplatte vermieden wird.

Bei allen Schraubenverbindungen ist besonders auf dehnungsgünstige Ausbildung und auf formschlüssige, nicht

rißempfindliche Schraubensicherungen geachtet. Auch sind die Verbindungen so ausgeführt, daß ein postulierte Abreißen der Schrauben keine Verlagerung des Reaktorkerns und der Führungseinsätze zur Folge hat.

Zum Ein- und Ausbau des Kerngerüstes mit den entsprechenden Transportvorgängen im Reaktorgebäude, auch nach aktivem Betrieb, dienen die Hebetraverse für das untere bzw. gesamte Kerngerüst und die Hebevorrichtung für das obere Kerngerüst. Während die Hebetraverse mechanisch betätigtes Zangen besitzt, wird die Hebevorrichtung über Preßluftzylinder von einem Steuerpult aus mit elektrischen Anzeigen und Verriegelungen gesteuert. Die Führung über dem Reaktor bzw. der Abstellposition erfolgt durch die Führungsstangen und entsprechende Augen an den Vorrichtungen.

Für das Abstellen des oberen Kerngerüstes, des gesamten Kerngerüstes und der Hebevorrichtung ist der Abstellring auf der Abstellposition in der Reaktorgrube bzw. in dem Reaktorbecken vorgesehen.

#### 2.2.2.2 Auslegungsbedingungen

Die Auslegung des Kerngerüstes wird von der Forderung bestimmt, daß die Kerngeometrie in engen Grenzen festliegen muß und daß keine Steuerstabwege verlegt werden dürfen. Diese Forderung nach Steifigkeit bedingt zum Teil größere Sicherheiten gegenüber den sonst im Behälterbau üblichen, auf die Streckgrenze bezogenen zulässigen Spannungen.

Die Auslegung erfolgt nach den im Abschnitt "Reaktorkühl- und Druckhaltesystem" aufgeführten Vorschriften und Forderungen. Darüber hinaus wird die Spannungsanalyse durchgeführt unter Berücksichtigung des ASME Boiler and Pressure

Vessel Code, Section III N.V. mit zugehörigen Addendas, der Veröffentlichung von B. F. Langer "Design of Pressure Vessel for Low Cycle Fatigue" im Journal of Basic Engineering Sept. 1968 und der vom TÜV anerkannten Regeln der Technik für den Druckbehälter- und Hebezeugbau.

Die tragenden und verstifenden Teile sind so ausgebildet, daß keine gefährlichen Wärmespannungen bzw. -dehnungen infolge  $\Delta$ -Heizung und instationärer Kühlmitteltemperaturen auftreten.

Die Spannungsanalyse berücksichtigt folgende Belastungen für Betriebs- und Störbedingungen:

- mechanische Spannungen infolge Brennstoffgewicht, Eigengewicht, Verspannungskräften, Druckunterschieden (Strömungskräften), Schwingungen sowie Beschleunigungskräften und Stößen,
- Wärmespannungen infolge unterschiedlicher Wärmedehnung verschiedener Teile und Strahlungsaufheizung,
- Bruch- und Verlagerungsgefahr infolge Schwingungen und stoßartiger Belastungen sowie Erdbeben.

#### 2.2.2.3 Werkstoff

Zur Verwendung kommen im wesentlichen austenitische Stähle der 18/10-Klasse mit an die Schweißbedingungen angepaßter Analyse in Form von gewalzten Blechen und Stangen, Schmiedeteilen und Schweißzusatz-werkstoffen; außerdem auch

Nickellegierungen für Schrauben, Stifte und Paßklötze sowie in sehr geringem Maße Co-haltige Legierungen für Plattierungen. Die Kobalt-/Tantaleinschränkung beträgt im Mittel ca. 500 ppm und schwankt - je nach Einsatzort, Halbzeug und Einsatzmenge - zwischen 250 und max. 2000 ppm, ausgenommen die Plättierungswerkstoffe.

Alle verwendeten Werkstoffe sind hinsichtlich Strahlensprödung, Sicherheit gegen Spannungsrißkorrosion und IK-Beständigkeit in dem vorliegenden Zustand im Reaktorbetrieb erprobt.

Für die Hebevorrichtungen wird auch ferritisches Material, soweit die Teile nicht selber in Berührung kommen, mit dekontaminierbarem Zweilagenanstrich eingesetzt.

2.3 Reaktorkühl- und Druckhaltesystem  
(s. Zeichnungen Nr. 2.3/1 bis 2.3/17)

2.3.1 Auslegung und Funktionsbeschreibung

Für die Wärmeübertragung vom Reaktor zur Dampfkraftanlage wird beim Druckwasserreaktor ein in sich völlig geschlossenes Reaktorkühlsystem verwendet, das eine eindeutige Trennung zwischen aktivitätsführendem Primärkreis und nicht aktivem Sekundärkreis ermöglicht.

Das Reaktorkühlsystem mit seinen vier identischen Kühlkreisläufen überträgt die im Kern erzeugte Wärme durch das Kühlmittel vom Kernbrennstoff über die Dampferzeuger an die Dampfkraftanlage. Jeder der vier parallel geschalteten Reaktorkühlkreisläufe besteht aus einem Dampferzeuger, einer Hauptumwälzpumpe und den Verbindungsrohrleitungen.

Zur Aufrechterhaltung des Kühlmitteldruckes im Kreislauf und zum Ausgleich von Volumenänderungen ist ein Druckhalter angeschlossen.

Die wärmetechnische Auslegung des Reaktorkühlsystems wird sowohl von der Sicherheit gegen das Auftreten von Filmsieden an den Brennstäben als auch von der Dampferzeugergröße und Leistung der Hauptkühlmittelpumpen bestimmt. Das Reaktorkühlsystem ist so ausgelegt, daß während des Betriebes im Reaktorkern kein Dampf entsteht und eventuell auftretende Störfälle zu keiner Gefährdung des Reaktorkernes führen.

Die nukleare Dampferzeugungsanlage hat folgende Kenndaten:

Thermische Leistung der Dampferzeuger	3.777	MW
Anzahl der Brennelemente	193	
Systemdruck des Primärkreislaufes	158	bar

Frischdampfdruck am DE-Austritt	68,65	bar
Kühlmitteltemperatur am Reaktorkessel- austritt	329,5	°C
Kühlmitteltemperatur am Reaktorkessel- eintritt	292,5	°C
Kühlmitteldurchsatz	17230	kg/s

Vom Reaktor gelangt das Kühlmittel durch die Hauptkühlmittelleitungen in die Dampferzeuger. Dort durchströmt es die wärmetauschenden U-Rohre und kühlt sich dabei ab. Die Hauptumwälzpumpen sind nach den Dampferzeugern angeordnet und fördern das Kühlmittel wieder in den Reaktordruckbehälter zurück. Das Reaktorkühlsystem und die dazugehörigen Anlagenteile sind so ausgelegt, daß sie den bei instationären Betriebszuständen auftretenden Temperaturen und Druckbelastungen standhalten. Diese umfassen sowohl das Aufheizen und Abkühlen der Reaktoranlage mit einer Temperaturänderungsgeschwindigkeit des Kühlmittels bis zu 50 °C/h sowie Lastrampen und Lastsprünge im Betriebsbereich einschließlich Lastabwurf, Turbinenschnellschluß und Reaktorschneidabschaltung.

Infolge der für Druckwasserreaktoren charakteristischen Reaktivitätskoeffizienten von Kühlmittel und Brennstoff ergibt sich als vorteilhaftes Regelprogramm ein Betrieb mit konstanter mittlerer Kühlmitteltemperatur.

Bei konstanter Dampferzeuger-Heizfläche, konstantem Kühlmitteldurchsatz und annähernd konstanten Wärmeübergangsverhältnissen in den Dampferzeugern ändert sich die für die Wärmeübertragung maßgebende Temperaturdifferenz etwa proportional mit der Last, d. h. mit abnehmender Leistung steigt die Frischdampftemperatur und damit der Druck. Bei der Auswahl des Regelprogrammes werden die Auswirkungen auf die Auslegung der Dampfkraftanlage und die vorgesehene Betriebsweise

gegeneinander abgewogen. Das Regelprogramm "konstante mittlere Kühlmitteltemperatur" über den gesamten Lastbereich ermöglicht eine einfache Reaktorregelung, verlangt aber einen höheren Auslegungsdruck für die Dampfkraftanlage. Das für dieses Kernkraftwerk vorgeschlagene Regelprogramm vereinigt den Vorteil guter Selbstregelung (geringe Regelstabbewegung) und großer Laständerungsgeschwindigkeit (konstante mittlere Kühlmitteltemperatur in dem für den Leistungsbetrieb interessanten Lastbereich von ca. 50 ... 100 %) mit dem Vorteil eines begrenzten Auslegungsdruckes für die Dampfkraftanlage.

An das Reaktorkühlsystem sind angeschlossen das Druckhaltesystem und verschiedene Hilfskreisläufe (s. Zeichnung Nr. 2.3/1). Das Druckhaltesystem besteht im wesentlichen aus dem Druckhalter, dem Abblasetank, der Abblaseleitung, der Volumenausgleichsleitung und den Druckhaltersprühleitungen mit den zugehörigen Armaturen. Es dient dazu, die bei Laständerungen des Reaktors zwischen Null- und Vollast durch Änderungen der Systemtemperaturen hervorgerufenen Änderungen des Kühlmittelvolumens aufzufangen, ohne daß sich dabei der Druck im Reaktorsystem wesentlich verändert oder Kühlmittel in das Reaktorsystem nachgespeist bzw. abgelassen werden muß. Die beim Aufheizen und Abkühlen der Anlage auftretenden Volumenvergrößerungen bzw. -verkleinerungen sollen dagegen nicht allein durch das Druckhaltesystem ausgeglichen werden. Hier wird auch Kühlmittel über das Volumenregelsystem dem Hauptkühlkreislauf entzogen bzw. zugeführt.

Für die Auslegung des Druckhaltesystems sind folgende Kriterien maßgebend:

- Bei Nullast ist der Druckhalter so weit mit Wasser gefüllt, daß die Druckhalterheizstäbe bedeckt werden.

- Beim Hochfahren der Anlage von Nullast auf Vollast steigt der Wasserstand im Druckhalter proportional der mittleren Kühlmitteltemperatur im Hauptkühlkreislauf an. Da zwischen ca. 50 und 100 % Last die mittlere Kühlmitteltemperatur konstant =  $311^{\circ}\text{C}$  bleibt, ändert sich über ca. 50 % Last das Wasservolumen im Druckhalter nicht mehr.
- Das Dampfvolumen des Druckhalters wird aufgrund dynamischer Untersuchungen so festgelegt, daß bei den normalen Betriebsstörungen, wie z. B. Lastabwurf oder Turbinenschneidschluß, der Primärdruck in zulässigen Grenzen bleibt, d. h. ein Ansprechen der Sicherheitsventile und eine Reaktorschneilabschaltung durch Erreichen des Druckhalterhöhenstandsgrenzwertes vermieden wird.

Das Gesamtvolumen des Druckhalters beträgt  $65 \text{ m}^3$ . Die Sicherheitsventile sind für einen Störfall höherer Ordnung ausgelegt, bei dem angenommen wird, daß zusätzlich zum Turbinenschneidschluß die FD-Umleitstation, der Stabeinwurf und die Sprühung versagen und die Reaktorschneilabschaltung durch den Druckhalterhöhenstandsgrenzwert ausgelöst wird. Dadurch wird gewährleistet, daß die zusatzbelasteten Sicherheitsventile einen unzulässigen Überdruck im Primärsystem verhindern und nur Dampf abblasen.

Der Kühlmittelvolumenausgleich zwischen Druckhalter und Reaktorkühlsystem erfolgt über die Volumenausgleichsleitung. Die Volumenausgleichsleitung ist die größte Anschlußleitung am Reaktorkühlsystem.

Die Sicherheitsventile des Druckhalters blasen über die Abblaseleitung in den Abblasebehälter ab. Er kann die Abblasemenge kondensieren und kühlen, die dem 1,1-fachen Dampfvolumen des Druckhalters entspricht.

Außer dem Druckhaltesystem sind an das Reaktorkühlsystem in erster Linie das Volumenregelsystem, das Nachkühlsystem und das Sicherheitseinspeisesystem angeschlossen.

#### Auslegungsrichtlinien

Das gesamte Reaktorkühlsystem ist so ausgelegt, daß beim Normalbetrieb im Reaktorkern kein Dampf erzeugt und die Energie allein durch Druckwasser abgeführt wird. Die Ausführung des Reaktorkühlsystems erfolgt nach den Dampfkesselbestimmungen des VdTÜV sowie den einschlägigen AD-Merkblättern, DIN-Normen, Stahl-Eisen-Lieferbedingungen und beim Fehlen deutscher Vorschriften nach den ASTM und ASME-Empfehlungen. Über die Dampfkesselbestimmungen hinausgehende Untersuchungen werden nach den Regeln der Technik durchgeführt.

#### 2.3.1.1 Dichtheitskriterien

Das Reaktordruckgefäß bildet mit den angeschlossenen Kühlkreisläufen ein untereinander nicht absperrbares Drucksystem, das somit in seiner Gesamtheit als zusammenhängende druckführende Wandung aufgefaßt werden kann. An dieses Drucksystem - ebenfalls nicht absperrbar - angeschlossen ist der Druckhalter. Das Primärkühlmittel befindet sich aufgrund dieser Tatsache in einem sowohl nach außen als auch zur Sekundärseite hin druckfesten und dichten System. Durch diese konstruktive Lösung wird ein Freisetzen von aktivem Kühlmittel sowohl nach außen als auch zur Sekundärseite hin mit Sicherheit vermieden. Die Dichtigkeit wird durch folgende konstruktive Maßnahmen sichergestellt:

- Alle Rohrleitungen werden an ihren Anschlußstellen zu den Komponenten (Reaktordruckgefäß, Wärmetauscher, Druckhalter und Pumpen) ohne Flanschverbindungen und Dichtungen direkt kraftschlüssig verschweißt.

- Die Wärmeaustauscherrohre, die aus korrosionsfestem Material bestehen und die eine Druck- Dichtheitsbarriere zwischen Primärkreis und Sekundärkreis darstellen, sind in den Rohrböden über ihre Einstektlänge mehrmals dichtgewalzt und zusätzlich noch dichtgeschweißt.

Bei der Abnahme dieser Ausführung wird eine Dichtheit des gesamten Rohrbündels von mindestens  $10^{-5}$  Torr l/s erreicht..

Durch die gewählte Konstruktion eines 4-Rohrbündels werden die Dichtstellen ( Dichtwalzungen und Dichtschweißungen ) zwischen Rohrböden und Wärmetauscherrohre von allen Zwangskräften, die durch unterschiedliche Wärmedehnungen entstehen könnten, befreit, da sich die Rohre allseitig frei ausdehnen können.

- Die einzige wiederholt lösbare Verbindung besteht zwischen Reaktorbehälter - Unterteil und -deckel (für den Brennelementwechsel ). Hier wird eine doppelte O-Ringdichtung mit Zwischenabsaugung eingesetzt, die sich bei allen bisher gebauten Reaktordruckgefäßern bestens bewährt hat. Die Zwischenabsaugung verhindert eine Leckage nach außen, falls wieder Erwarten der innliegende O-Ring bei extremen Verformungen der Flanschverbindungen vorübergehend undicht wird und dient gleichzeitig als ständige Lecküberwachung auch während des Betriebes.

Die erwähnten extremen Flanschverformungen treten nur dann auf, wenn das Druckgefäß höheren Temperaturänderungsgeschwindigkeiten ausgesetzt wird, als es bei normalen An- und Abfahrvorgängen der Fall ist. Ein im Abschnitt "Auslegung" näher beschriebenes Berechnungsverfahren, das u. a. auch die genaue Bestimmung des Verformungszustandes in der Flanschverbindung ermöglicht, gestattet es, sicherzustellen, daß für alle normalen Betriebszustände die O-Ringdichtung die erforderliche Dichtkraft besitzt. Die hydraulische Spannvorrichtung für die Schrauben ermöglicht das kontrollierte gleichmäßige Anziehen der Schrauben.

- Die Pumpenwelle ist das einzige sich bewegende Teil, das nach außen abgedichtet werden muß. Um auch hier eine Dichtheit gegenüber einem Austreten von aktivem Kühlmittel mit Sicherheit zu erreichen, wird zwischen Pumpenwellendichtung und dem dem Primärkreis zugekehrten Pumpenlager reines Sperrwasser eingespeist. Ein Teil dieses Sperrwassers wird durch das Pumpenlager in den Primärkreis gedrückt und verhindert so den Austritt von Primärkühlmittel. Der Rest des Sperrwassers fließt als gewollte Leckage durch die Pumpendichtung und wird wiederum über das Reinigungssystem dem Sperrwasserkreis zugeführt.

### 2.3.1.2 Vorkehrungen gegen Schadensausweitung bei Rohrbrüchen

Bei der Konstruktion, Anordnung und Aufstellung der Primärkreiskomponenten ist dafür Sorge getragen, daß sich ein Schaden durch die Kräfte und Bedingungen bei einem Rohrbruchunfall nicht unzulässig ausweitet. Die Komponenten (Druckbehälter, Dampferzeuger, Pumpen und Druckhalter) sind so aufgestellt und abgestützt, daß die Reaktionskräfte des aus einer Bruchstelle strömenden Mediums nicht zum Abreißen weiterer wichtiger Leitungen oder zur Beschädigung der Stahlhülle führen können. Ausschlagsicherungen der Rohrleitungen sind zusätzlich zu den Rohrleitungsbefestigungen angebracht. Bei den Hauptkühlmittelleitungen sind die Sicherungen zusammen mit dem Baukörper zu betrachten, der die einzelnen Kühlkreise weitgehend voneinander trennt. Die Ausschlagsicherungen der Frischdampfleitungen sind am Betonschutzzylinder so angeordnet, daß die Frischdampfleitungen bei Längs- und Querrissen vom Betonschutzzylinder festgehalten werden.

## 2.3.2 Reaktorkomponenten

### 2.3.2.1 Reaktordruckbehälter (s. Zeichnung Nr. 2.3/3)

Durch vier Eintrittsstutzen tritt das Reaktorkühlmittel in den Behälter ein, strömt im Ringspalt zwischen Kernbehälter und Druckbehälterwand axial nach unten, durchströmt nach radialer Umlenkung von unten nach oben den Reaktorkern und verläßt ohne weitere Berührung mit der Druckbehälterwand durch 4 Austrittsstutzen den Behälter. Die Stutzen für den Kühlmittelein- und austritt liegen in einer Ebene ca. 1900 mm über der Oberkante des Reaktorkerns. Unterhalb dieser Ebene besitzt der Druckbehälterunterteil keine Durchbrüche, so daß der Reaktorkern bei einem Leck in den geschlossenen Rohrleitungen durch das Sicherheitseinspeisystem immer mit Wasser aufgefüllt werden kann.

Durch Führung des eintretenden Kühlmittels entlang der gesamten Innenoberfläche des Druckbehälters können sich nur geringe Temperaturunterschiede in der Behälterwandung ausbilden.

Der Reaktordruckbehälter bildet den Festpunkt der Reaktorkühlkreisläufe. Die Hauptumwälzpumpen und die Dampferzeuger sind beweglich gelagert. Die Tragpratzen stützen das Gewicht des Druckbehälters einschließlich Einbauten und Kern auf die Behältertragkonstruktion ab und übernehmen die Rohrleitungsreaktionskräfte. In ihren Auflagern sind die Pratzen radial geführt, um ungehindert Wärmedehnung des Behälters zu ermöglichen.

Die Kalotten, Segmente und nahtlosen Ringe werden einheitlich aus dem Werkstoff 22 NiMoCr 37 (ASTM A 508 class 2) gefertigt. Alle vom Kühlmittel benetzten Flächen des Reaktordruckbehälters sind mit einem gegen interkristalline Korrosion beständigen Werkstoff plattierte.

Für den Brennelementwechsel werden lediglich der komplette Deckel des Druckbehälters einschließlich Tragbühne, Deckelisolierung und Steuerantrieben zusammen angehoben. Dazu werden die Deckelschrauben mit der Schraubenspannvorrichtung gelöst bzw. angezogen. Diese besteht im wesentlichen aus einer Tragkonstruktion und hydraulischen Spannsegmenten. Die gesamte Einrichtung kann mit Hilfe des Gebäudekrans auf den Deckelflansch aufgesetzt werden.

Das Behälterunterteil besteht aus folgenden Teilen:

- dem unteren Halbkugelboden, der sich aus einer Kugelkalotte und einem aus mehreren Kämpelteilen zusammengeschweißten Segmentring zusammensetzt. Der Übergang zwischen dem Halbkugelboden und dem zylindrischen Behältermantel wird teilweise in die Zylinderwand gelegt

- nahtlos geschmiedete Ringe bilden den zylindrischen Mantel
- ein dicker Schmiedering ergibt mit bearbeiteter Innen- und Außenkontur den Flansch des Unterteiles. An diesem Flanschring sitzen außen acht Kühlmittelstutzen und acht Tragpratzen sowie die Vorschubung für die Beckenplatte. Am Innenrand der vier Kühlmittel-Austrittsstutzen sind kurze Ringe vorgeschweißt. In der Innenseite des Flanschringes befindet sich eine Ringleiste für die Abstützung des Kerngerüstes. Der Flanschring nimmt nicht nur die Beanspruchung durch die Flanschschrauben auf, sondern ist so weit verstärkt nach unten gezogen, daß er auch den größten Teil der Verstärkung der Stutzenausschnitte und die Pratzenkräfte aufnehmen kann. Der Teilkreis der Flanschschrauben liegt nahe der neutralen Faser des Zylindermantels, um die Biegebeanspruchung des Flansches klein zu halten. Die Rohrstutzen am Flanschring bestehen aus bearbeiteten, nahtlosen Schmiedestücken, an die bei der Montage die Hauptkühlmittelleitung angeschweißt werden.

Der Deckel des Druckbehälters wird zusammengeschweißt aus zwei Schmiedestücken:

- dem Flanschring,
- der Kugelkalotte.

Die Kugelkalotte des Deckels nimmt die Stutzen für die Steuerantriebe auf, die in quadratischer Teilung stehen. Die Stutzenverstärkung liegt vollkommen in der Deckelwand, so daß die Stutzen in entsprechende Deckelbohrungen einfach eingepaßt werden können. An ihrem unteren Ende werden die Stutzen bei dieser Anbringung mit der entsprechend

verdickten Plattierung am Innenrand der Deckelbohrung verschweißt. Die Abdichtung des Reaktordruckbehälters zwischen den Flanschflächen des Deckels und des Behälterunterteils übernehmen zwei konzentrisch angeordnete metallische O-Ringe.

#### Auslegungsgrundlagen

Für den Druckbehälter wird eine Spannungsanalyse durchgeführt, die den Empfehlungen der Section III des ASME-Boiler und Pressure Vessel Code vom Oktober 1971 folgt.

Die höchstbestrahlte Stelle der Druckbehälterwand in der Mittelebene des Reaktorkerns erfährt in 40 Betriebsjahren einen maximalen, integrierten Neutronenfluß ( $\geq 1 \text{ MeV}$ ) von weniger als  $5 \cdot 10^{18} \text{ nvt}$ .

Bei  $20^\circ\text{C}$  beträgt die Vorspannkraft der Stiftschrauben ca. 120 % der Innendruckkraft bei Berechnungsdruck.

Die Festigkeitsberechnung gliedert sich auf in folgende Abschnitte:

- Vorprüfungsberechnung,
- Spannungsanalyse,
- Ermüdungsanalyse,
- Sprödbruchbetrachtung

und legt folgende Belastungen zugrunde:

- stationäre und instationäre Innendruckbeanspruchung des Behälters einschließlich der Rohrleitungsreaktionen und Gewichtsbelastung durch die Steuerstabantriebe,
- stationäre und instationäre Wärmespannungen in den maßgeblichen Querschnittübergängen, in der Stutzen- und Flanschzone und im Behälterdeckel unter Berücksichtigung der durch das Kühlmittel hervorgerufenen Temperaturgradienten und der Strahlenaufheizung,
- Belastung an der inneren Schulter des Behälterunterteils durch:
  - Gewicht des Kerngerüstes,
  - Gewicht der Brennelemente,
  - Stoßdämpferreaktion bei Schnellabschaltung,
  - Strömungskraft infolge Druckabfall im Kern,
- Belastung der Tragpratzen des Behälters und des Behältertragringes durch:
  - Belastung wie oben,
  - Gewicht des Wasserinhalts,
  - Eigengewicht des Behälters,
  - Gewicht des Wassers im Reaktorbecken oberhalb des Druckbehälters bei Brennelementwechsel,
  - Gewicht der Deckelführungen und Hebevorrichtungen,
  - Gewicht der Regelstabantriebe einschließlich Wartungsbühne,
- Gewichtsanteil der Rohrleitungen,
- Rohrleitungsschub bei Abreißen eines Anschlusses,
- Nachweis der Integrität des Reaktordruckbehälters bei Beanspruchung durch Kräfte beim Auslegungsunfall
- Nachweis der Integrität des Reaktordruckbehälters bei Beanspruchung durch Erdbebenkräfte

### Sicherheitsnachweis des Reaktordruckbehälters

Die Weiterentwicklung von Konstruktion, Berechnung, Werkstoffwahl, Qualitätskontrolle und Wiederholungsprüfung führte in den letzten Jahren zu einer Erhöhung der Sicherheit des Reaktordruckbehälters. Die damit verbundene Weiterentwicklung des Sicherheitsnachweises des Reaktordruckbehälters konzentrierte sich auf folgende Schwerpunkte:

1. Festigkeitsberechnung
2. Werkstoffkennwerte
3. Zerstörungsfreie Werkstoffprüfung
4. Bruchmechanik
5. Druckprobe
6. Überwachung des Druckbehälters während der Betriebszeit

Auf allen diesen Gebieten wurden erhebliche Fortschritte erreicht, die die Aussagen untermauern, daß der Reaktordruckbehälter sicher konstruiert, berechnet, geprüft, hergestellt und betrieben wird. Ein Versagen des Reaktordruckbehälters während des Betriebes ist aus diesen Gründen auszuschließen.

Der Sicherheitsnachweis wird wie folgt geführt:

#### 1. Festigkeitsberechnung

Nach TRD, AD und ASME-Code unter Berücksichtigung aller denkbaren Betriebs-, Stör- und Schadensfälle. Moderne Methoden (finite Elemente, Stufenkörpermethode) erlauben die exakte Berechnung der Spannungen (Innendruckspannungen, Wärmespannungen, Eigenspannungen). Die Verbesserung der Konstruktion (weniger Schweißnähte, weniger Schrauben) ergab zusätzliche Sicherheit.

## 2. Werkstoffkennwerte

Durch die verbesserte Spezifikation, die die Erfahrung der letzten Jahre berücksichtigt (z.B. die DWR-RDB von MZFR, Attucha, KWO, Borssele, KKS, Biblis A+B, KKU, GKN), das Qualitätssicherungsprogramm und die bei der Fertigung anfallende Erfahrung (mechanische Eigenschaften über den Querschnitt, Bruchzähigkeitswerte) wurden die Werkstoffkennwerte in statistischer Weise erfaßt. Schwerpunkte der experimentellen Untersuchungen liegen im Sofort-Programm, welches Rondeneinschweißungen, Tangentialschliffe, erweiterte Simulationsversuche und Untersuchungen an einer Originalschweißnaht (2,8 m-Naht) umfaßt. Die bisherigen Ergebnisse bestätigen die getroffenen Annahmen voll und ganz.

## 3. Zerstörungsfreie Werkstoffprüfungen

Die Verbesserung der US-Prüfungen (18 Einschallrichtungen, UPR-Prüfkopf, neue US-Prüftechniken) bei Fertigung und Betrieb (Wiederholungsprüfung) erlaubt eine sichere Aussage über die tatsächliche Güte des Reaktordruckbehälters.

## 4. Bruchmechanik

Mit Hilfe der Bruchmechanik kann eine sicherheitstechnische Beurteilung der evtl. vorhandenen Störstellen durchgeführt werden. Diese bruchmechanischen Beurteilungen umfassen:

- Rißstop-Kriterien (Porse-Diagramm)
- Rißinstabilitäts-Kriterien (Bruchmechanik-Diagramm)  
und basieren auf der genauen Kenntnis der
  - Spannungen
  - Werkstoffeigenschaften (mechanische Eigenschaften und Bruchzähigkeitswerte aus Sofort-Programm und HSST-Programm)

- Fehlergrößen aus der zerstörungsfreien Werkstoffprüfung
- bruchmechanischen Spannungsintensitätsfaktoren.

Die Gültigkeit des Bruchmechanikkonzeptes wird durch die Berstversuche des HSST-Programms der BASF, der Interatom, der MPA Stuttgart und viele andere Versuche bestätigt.

#### 5. Druckproben

Die Sicherheitsnachweise werden durch die Erst-Druckprobe experimentell bestimmt. Bei dieser Druckprobe wird der Reaktordruckbehälter mit höheren Innendruckbelastungen bei wesentlich niedrigeren Temperaturen als im Betrieb geprüft. Durch diese gegenüber dem Betrieb verschärften Belastungen (verminderter Abstand zur Sprödbruchgrenze) wird bruchmechanisch nachgewiesen, daß eine sehr große Sicherheit gegen Versagen des Reaktordruckbehälters im Betrieb vorhanden ist.

#### 6. Überwachung des Reaktordruckbehälters während der Betriebszeit

Eine wesentliche zusätzliche Aussage über die Betriebssicherheit des Reaktordruckbehälters wird durch die Ergebnisse der zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen während der Betriebszeit erhalten. Die entwickelten Manipulier-Einrichtungen und US-Prüfsysteme erlauben eine hundertprozentige Überwachung der wichtigen Stellen des Reaktordruckbehälters.

Die Fehlererkennbarkeit der Wiederholungsprüfverfahren ist so gut, daß Fehler weit unterhalb der kritischen Fehlergröße sicher erkannt, lokalisiert und bei weiteren Prüfungen verfolgt werden können. Durch die zerstörungsfreien Wiederholungsprüfungen wird die sicherheitstechnische Aussage der Wiederholungsdruckprobe ergänzt.

## 2.3.2.2

## Dampferzeuger

(Zeichnung Nr. 2.3/4)

Der Dampferzeuger ist als U-Rohrbündel-Wärmetauscher in stehender Anordnung ausgeführt. Die wesentlichen Bauteile sind ein waagerechter Rohrboden mit daraufstehendem U-Rohrbündel, eine halbkugelförmige, durch eine Trennwand unterteilte Sammelkammer unter dem Rohrboden und ein zylindrischer Behälter auf dem Rohrboden, der das Rohrbündel umgibt und sich über dem Rohrbündel zu einem Dom erweitert.

Das als Heizmedium dienende Reaktorkühlmittel (Primärseite) läuft durch die Sammelkammer unterhalb des Rohrbodens in die U-Rohre und zurück in den anderen Teil der Sammelkammer. Der Behälterteil über dem Rohrboden (Sekundärseite) wird über zwei seitliche Eintrittsstutzen mit vorgewärmtem Wasser gespeist. In einem am kalten Ende des Rohrbündels angeordneten Vorwärmkasten wird das Speisewasser im Zwangsdurchlauf weiter erwärmt. Die Dampferzeugung erfolgt unter Naturumlauf. Hierzu ist das Rohrbündel mit einem Führungs Mantel umgeben, der über dem Rohrbündel mit einem Wasserabscheider abschließt.

Im oberen Teil des Sekundärmantels befindet sich ein weiterer Stutzen über den durch eine anschließende Ringleitung, ein Teil des Speisewassers zugespeist werden kann.

In dem Dampfdom über dem Rohrbündel sind weitere Einbauten zur Abscheidung der Restdampfnässe angebracht. Der getrocknete Dampf wird über einen Austrittsstutzen im Dampfdom abgeleitet. Für primärseitige und sekundärseitige Abschlammung und für die Wasserspiegelniveau-Messung der Sekundärseite sind verschiedene kleine Stutzen mit Schweißanschlüssen vorgesehen. Zur Aufhängung des Dampferzeugers an

Pendelstangen sind am Umfang des Rohrbodens zwei Konsolen angeschweißt.

#### Auslegung

Die Berechnung der Wanddicken erfolgt nach den geltenden Vorschriften für die Auslegung von Dampfkesseln sowie nach den anerkannten Regeln der Technik. Sie wird bei der Wasserdrukprüfung durch Dehnungsmessungen kontrolliert. Außerdem werden Spannungsanalysen durchgeführt, die auch die Spannungserhöhungen durch besondere Betriebszustände und Betriebsstörungen berücksichtigen. Bemerkenswert ist, daß Überhitzungen von Wandungsteilen, wie sie bei Dampfkesseln auftreten können, hier selbst bei Ausfall der Speisewasserzufuhr nicht möglich sind, da die Berechnungstemperatur noch über der höchstmöglichen Kühlmitteltemperatur liegt.

#### Werkstoffe

Alle von primärseitigem Kühlmittel berührten Wandungen werden in korrosionsbeständigem Werkstoff ausgeführt. Zu diesem Zweck wird der Rohrboden primärseitig und die Sammelkammer schweißplattiert. Die Trennwand der Sammelkammer besteht aus nichtrostendem Stahl. Das Rohrbündel, das zugleich mit dem Sekundärwasser in Berührung steht, wird ebenfalls aus korrosionsbeständigem Werkstoff (Incoloy 800) hergestellt.

Die Auswahl der Stähle für die systemdruckbelasteten Wandungen wird unter sorgfältiger Beachtung der erforderlichen mechanischen Eigenschaften, einer guten Schweißbarkeit und einer ausreichenden Alterungsbeständigkeit getroffen.

### Herstellung und konstruktive Besonderheiten

Alle tragenden Wandungen werden neben den vorgeschriebenen zerstörenden Prüfungen an Materialproben einer vollständigen Prüfung auf Homogenität mittels Ultraschall unterzogen. Die Schweißverbindungen werden durch Ultraschall, Durchstrahlung und Farbeindringtest geprüft. Bei der konstruktiven Gestaltung der Schweißnähte wird auf eine gute Prüfbarkeit geachtet. Bei der Einschweißung der U-Rohre in den Rohrboden wird besonders auf völlige Riß- und Porenfreiheit geachtet. Die Nähte werden außer einer Rißprüfung auch einer Gasdichtheitsprüfung unterzogen. Um eine zusätzliche Sicherheit gegen Undichtwerden des Primärkreises gegenüber der konventionellen Kraftwerkssseite zu erreichen, werden die Rohre im Rohrboden nach dem Einschweißen dichtgewalzt.

Flanschverbindungen werden nur für die Mann- und Handlochöffnungen vorgesehen.

KWU BG. 23 V

Der Primärraum des Dampferzeugers ist so gestaltet, daß unzugängliche Spalten, in denen sich aktivierte Spaltprodukte bevorzugt absetzen könnten, nach Möglichkeit vermieden werden.

Zur Reduzierung der Wärmespannungen infolge Kaltwassereinspeisung bei extremen Betriebs- und Störfällen wird der Speisewassereintrittsstutzen mit einer Wärmefalle versehen.

Um eine Innenbesichtigung bei Wiederholungsprüfungen zu ermöglichen, ist jede Hälfte der Primärsammelkammer mit einem Mannloch mit schwenkbarem Deckel versehen. Zur Begehung der Sekundärseite

ist im Dampfdom ebenfalls ein Mannloch angebracht. Außerdem sind im Behältermantel über dem Rohrboden mehrere Handlöcher vorgesehen, die eine Besichtigung des Rohrbündels und des Rohrbodens ermöglichen.

2.3.2.3 Hauptkühlmittelpumpe  
(s. Zeichnung Nr. 2.3/5)

Bei den vorliegenden Betriebsverhältnissen wird eine einstufige Kreiselpumpe senkrechter Welle vorgesehen. Der Druck im Pumpengehäuse wird mit einer Hochdruck-Wellendichtung nach außen abgedichtet, der noch eine Niederdruckdichtung nachgeschaltet ist.

Die Pumpe wird über eine Bogenzahnkupplung von einem Elektromotor angetrieben. Der Motor stützt sich über der Pumpe mit einer Laterne auf dem Pumpengehäuse ab, das seinerseits an Pratzen in Pendeltütsen aufgehängt wird, um Wärmedehnungen der relativ kurz verlegten Hauptröhreleitungen aufnehmen zu können.

Das Pumpengehäuse ist in die Rohrleitung eingeschweißt. Die Lager, Dichtungseinheiten und sonstigen Einbauteile sind so mit dem Gehäusedeckel aufgebaut, daß sie nach Lösen der Flanschverbindung einschließlich Welle und Laufzeug aus dem in seiner Position angeschweißten Pumpengehäuse gezogen werden können.

Als Hauptdichtung, in der der volle Systemdruck bis auf einen Rückstau von wenigen bar abgebaut wird, ist eine berührungs frei laufende Spaltringdichtung vorgesehen. Diese ist mit gereinigtem Sperrwasser beaufschlagt. Die Sperrwasser-Leckmenge dieser Dichtung wird kontrolliert zwischen Niederdruckdichtung und Hochdruckdichtung abgeleitet und über das Volumenregelsystem in das Primärsystem zurückgeführt.

Bei gleichzeitigem Versagen der Hochdruck- und der Niederdruckdichtung wird eine Notdichtung (Gleitring-) durch den Leckagestrom eingerückt, die dem vollen Systemdruck standhält.

Es wird ein Zwischenstück der Antriebswelle vorgesehen, so daß bei Wartungsarbeiten an der Dichtung ein Abbau des Antriebsmotors nicht nötig ist.

Zur Kühlung und Schmierung des unteren Lagers und der Hochdruck-Wellendichtung steht reines kaltes Sperrwasser zur Verfügung, von dem ein Teil in das Pumpengehäuse (zum Laufrad hin) und der andere Teil, wie erwähnt, als kontrollierte Leckage durch die Hochdruck-Wellendichtung abfließt. Es wird im Raum zwischen Hochdruck- und Niederdruckdichtung gesammelt, nach außen geführt, gekühlt und im Volumenregelsystem wieder auf Sperrwasserdruk gebracht. Bei Sperrwasserausfall wird zur Lager- und Dichtungskühlung Hauptkühlmittel aus der Pumpe entnommen und über einen HD-Kühler und einen Zyklonabscheider für evtl. Verunreinigungen vor die Dichtungen gegeben.

Im Gegensatz zum wassergeschmierten unteren Führungslager sind die übrigen Lager wie das obere Radial- und Axiallager sowie die Lager im Motor ölgeschmiert. Das Öl wird über ein Ölversorgungssystem, bestehend aus Ölbehälter, Kühlern, Filter und Pumpen zu den Bedarsstellen gefördert. Jeder Pumpe wird eine eigene Ölversorgungsanlage zugeordnet. Das Pumpengehäuse besteht aus mehreren miteinander verschweißten Teilen aus warmfestem Stahl. Sämtliche Teile der Pumpe, die mit Kühlmittel in Berührung kommen, sind aus rostfreiem Stahl bzw. mit solchem plattiert.

Die Festigkeitsberechnung und die Werkstoff- und Bauprüfung der druckführenden Teile erfolgen in Anlehnung an die Dampfkesselbestimmungen.

Zur Überwachung der Pumpenaggregate im Betrieb wird eine umfangreiche Instrumentierung vorgesehen, mit der die elektrischen Daten des Motors, die Temperaturen und Drücke an den Lagern und Dichtungen usw. ständig kontrolliert werden können.

#### 2.3.2.4 Hauptkühlmittelleitungen

Die Rohrleitungen der Hauptkühlkreisläufe stellen die Verbindung zwischen Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger und Hauptumwälzpumpe her. Durch die geschweißte Ausführung sämtlicher Verbindungen in diesem System wird jegliche Leckage in die Atmosphäre des Reaktorgebäudes ausgeschlossen.

Die Rohre und Rohrbögen der Hauptkühlmittelleitung sind aus ferritischem, gut schweißbarem Feinkornstahl mit austenitischer Plattierung, die Stutzen in gleicher Ausführung oder voll austenitisch. Alle anderen Rohrleitungen des Reaktorkühlsystems sind aus korrosionsbeständigem, austenitischem Stahl.

Eine Nachrechnung der Rohrleitungen und Rohrleitungsteile nach ASME Sect. III berücksichtigt alle zu erwartenden Belastungen und Prüf-, Betriebs- und Störfallbedingungen.

Die Rohre werden z.T. bereits beim Hersteller zu Leitungsteilen verschweißt, um die Zahl der Baustellennähte niedrig zu halten.

Dampferzeuger und Pumpen werden horizontal verschiebbar aufgestellt, so daß die Beanspruchungen der Rohrleitungen durch Wärmespannungen des Systems gering sind.

2.3.2.5 Druckhalter  
(Zeichnung Nr. 2.3/6)

Funktion

Der Druckhalter dient dazu, den für den Normalbetrieb des Primärkreises erforderlichen Druck zu erzeugen und die bei Laständerungen des Reaktors durch Änderung der Systemtemperatur hervorgerufenen Volumenschwankungen des Kühlmittels ohne wesentliche Druckänderungen zu begrenzen und auszugleichen.

Der Druckhalter ist zu einem Teil mit siedendem Wasser gefüllt, darüber befindet sich ein Dampfpolster. Der Druckhalter ist durch die Volumenausgleichsleitung mit dem Hauptkühlkreislauf verbunden. Die Druckregelung erfolgt mit Hilfe einer elektrischen Heizung und einer Sprüh- und Abblaseeinrichtung. Bei Abfall des Druckes wird durch Einschalten der elektrischen Heizung Wasser verdampft und der Druck wieder auf seinen Sollwert gebracht. Bei Ansteigen des Druckes wird durch Einsprühen von kälterem Wasser in den Dampfraum Dampf kondensiert. Ein kleiner Teil der in Stufen zuschaltbaren Heizung (Dauerheizung) ist zur Deckung der Wärmeverluste immer in Betrieb. Ein kontinuierlicher Durchsatz durch die Sprühleitungen hält letztere auf Betriebstemperatur und stellt durch die entsprechende Sprühung (Dauersprühung) eine dauernde Durchmischung und damit eine einheitliche Wasserqualität im Druckhaltesystem sicher.

Einen unzulässig hohen Druckanstieg im Primärkreis über den Berechnungsdruck, der nur unter Annahme mehrerer gleichzeitig auftretender Störungen, wie Ausfall aller Druckregeleinrichtungen, denkbar ist, verhindern die am Druckhalter angebrachten Sicherheitsventile.

### Aufbau

Der Druckhalter ist ein stehendes Druckgefäß, das aus einem zylindrischen Mantel und je einem oberen und unteren Halbkugelboden zusammengesetzt ist. Im unteren Boden sind die Heizstäbe der Druckhalterheizung eingeschweißt.

Etwas über dem unteren Boden sind im zylindrischen Mantel der Stutzen für die Volumenausgleichsleitung und im obersten Schuß ein Mannlochstutzen angebracht. Im oberen Boden befinden sich Stutzen für die Sicherheitsventile sowie die Stutzen für den Anschluß der Sprühleitungen. An den Sprühleitungen hängen im Behälter die Sprühkästen mit den darin eingeschraubten Sprühdüsen.

Weiter ist der Behälter mit Entwässerungs-, Entlüftungs- und einem Probeentnahmestutzen ausgerüstet.

Die Sprücheinrichtung ist so ausgebildet, daß Thermoschocks durch kaltes Sprühwasser an der Mantellinnenwand vermieden werden. An die Volumenausgleichsleitung schließt im Behälter ein Krümmer an, der die Strömung nach unten umlenkt. Die Stutzen für den Anschluß der Sprühleitungen und der Volumenausgleichsstutzen sind mit einer Wärmeableitung ausgerüstet.

Zum vertikalen Aufstellen des Druckhalters ist eine Standzarge vorgesehen.

### Werkstoffe

Als Grundwerkstoff für Mantel, Böden und größere Stutzen ist ein warmfester, niedriglegierter Feinkornstahl vorgesehen. Alle mit dem Primärmedium in Berührung kommenden Teile sind aus nichtrostendem Stahl hergestellt bzw. entsprechend plattierte.

2.3.2.6      Abblasebehälter  
(Zeichnung Nr. 2.3/7)

**Funktion**

Der Abblasebehälter dient dazu, den beim Öffnen der Sicherheitsventile des Druckhalters und des Volumenregelsystems abgeblasenen Dampf zu kondensieren.

Der Abblasebehälter ist zu etwa 2/3 mit Wasser gefüllt. Darüber befindet sich ein N<sub>2</sub>-Polster. Bei einem Abblasevorgang gelangt der Dampf über die Sicherheitsventile, die direkt an die entsprechenden Stutzen am Dampfdom angeflanscht sind, in den Dampfdom. Von hier wird der Dampf über Dampfrohr und Verteilrohre in die Ringleitung geführt, in den Wasserraum ausgeblasen und kondensiert. Bei einem Abblasevorgang erwärmt sich das im Behälter befindliche Wasser. Die Rückkühlung des Inhaltes erfolgt durch Zugabe von kaltem Deionat im Austausch mit dem Volumenregelsystem.

Ein unzulässig hoher Druckanstieg im Abblasebehälter wird durch die am Abblasebehälter angebrachte Bersteinrichtung verhindert.

**Aufbau**

Der Abblasebehälter ist ein stehendes Druckgefäß, der aus einem zylindrischen Mantel und je einem oberen und unteren Korbbogenboden zusammengesetzt ist.

Mittig im oberen Boden ist der Dampfdom angeflanscht. Im obersten Teil des Dampfdoms sind die Stutzen für die

Sicherheitsventile untergebracht. Die Ventile werden direkt an diese Stutzen angeflanscht.

Im oberen Boden des Abblasebehälters befindet sich eine Bernsteinrichtung. Das Mannloch ist im zylindrischen Mantel vorgesehen. Weiter ist der Behälter mit Entwässerungs-, Entlüftungs- und Probeentnahmestutzen und einem Stutzen für den Stickstoffanschluß ausgerüstet.

Zur Dampfleitung im Abblasebehälter schließen an den Dampfdom das Dampfrohr mit Dehnungsausgleich, die Ver teilrohre und die Ringleitung an.

Zum Aufstellen des Abblasebehälters ist eine Standzarge vorgesehen.

#### Werkstoffe

Als Grundwerkstoff für Mantel, Böden und größere Stutzen ist ein Kohlenstoffstahl vorgesehen. Alle mit dem Primär medium in Berührung kommenden Teile sind aus nichtrostendem Stahl gefertigt oder entsprechend plattierte.

#### 2.3.2.7 Armaturen

Im Primärkreis werden Normalarmaturen mit Betätigung von Hand bzw. durch E-Antrieb verwendet, die den entsprechenden Betriebsbedingungen angepaßt werden. Eine Ausnahme bilden die Sicherheitsventile. Die Sicherheitsventile haben jeweils zwei absperrbare Hilfssteuerungen, die den Vorschriften entsprechend plombierte Spindelblockierungen derart besitzen, daß nur eine der beiden Leitungen geschlossen werden kann. Zur Erhöhung der Dichtkraft sind die federbelas-

steten Sicherheitsventile mit einer Magnetzusatzbelastung ausgerüstet.

### 2.3.3 Festigkeitsmäßige Auslegung des Primärkreises

Der gesamte Primärkreis wird als ein in sich geschlossener Druckkörper aufgefaßt. Alle Primärkreiskomponenten werden daher in der Sorgfalt bezüglich Berechnung, Materialauswahl, Werkstoffprüfung und Bauüberwachung gleichwertig behandelt. Stellvertretend für die übrigen Primärkreiskomponenten soll nachstehend für den Reaktordruckbehälter als repräsentativste Komponente näher auf die Auslegungsmethode eingegangen werden.

Die erste Voraussetzung, um zu einer sicherheitstechnischen Beurteilung einer Behälterkonstruktion zu gelangen, ist die genaue Kenntnis der Beanspruchung im stationären und instationären Belastungszustand, wobei die Belastungen durch Innendruck, Auflagereaktionen und Temperaturfelder berücksichtigt werden müssen. Sind die Anforderungen an den Werkstoff bekannt, so kann durch eine entsprechende Werkstoffauswahl und sorgfältige Werkstoffprüfung sichergestellt werden, daß ein Versagen der Konstruktion nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden kann. Die für abnahmepflichtige Druckgefäß bestehenden Berechnungsvorschriften reichen nicht aus, um sich das gewünschte Bild über die Beanspruchungs- und Verformungsverhältnisse in einem Reaktordruckgefäß zu schaffen. Für die Berechnung des Druckgefäßes und des gesamten Primärkreises wird daher eine Berechnungsmethode angewandt, die in der Lage ist, die bestehenden Berechnungsvorschriften zu ergänzen. Insbesondere trifft dies für folgende Punkte zu:

- Verformungen des Druckgefäßes durch Innendruck und Temperaturfelder,
- Biegespannungen in den Schrauben,
- Einfluß der Reibung zwischen Reaktorbehälterdeckel und Unterteil,
- Biegespannungen in der Behälterwand,
- Beanspruchungen durch die Schraubenvorspannung,
- Stationäre und instationäre Wärmespannungen,
- Unterteilung der Spannungen nach ihrem Beanspruchungscharakter und Beurteilung der Spannungsanteile (Sicherheitswerte),
- Ermüdungsanalyse,
- Festlegung der zulässigen Betriebsbereiche unter Beachtung von Beanspruchung, Betriebstemperatur und Sprödbruchgefahr.

Mit dem nachstehend beschriebenen Berechnungsverfahren ist es möglich, die vorstehend genannten Fragen zu beantworten und damit ein geschlossenes Bild über die Beanspruchungen und Verformungen in einem Reaktordruckgefäß zu gewinnen.

#### 2.3.3.1 Berechnungsmethode

Nach der bisher üblichen Berechnungsweise werden die einzelnen Konstruktionselemente, wie Kesselmantel, Kesselflansch, Schrauben und Kesseldeckel unabhängig voneinander berechnet. Durch die Verwendung eines entsprechenden Sicherheitsfaktors glaubt man sicher sein zu können, daß die

durch das Zusammenfügen der Einzelteile entstehenden Störspannungen innerhalb der zulässigen Grenzen bleiben. Dieses Berechnungsverfahren hat die bereits aufgezeigten Mängel, die man jedoch beseitigen kann, indem man das elastische Zusammenwirken aller Behälterteile berücksichtigt. Da dies wegen der Unstetigkeiten der Kesselwand (z. B. am Übergang zwischen Kesselflansch und Schrauben) nicht für die gesamte Kesselwand in einer geschlossenen mathematischen Form möglich ist, wird die Kesselwand in Einzelabschnitte unterteilt, die im folgenden als Stufenkörper bezeichnet werden. Form und Größe der Stufenkörper werden so gewählt, daß diese bezüglich ihres statischen Verhaltens der wirklichen Kesselwand entsprechen und die Aufstellung der Gleichungen für den Spannungs- und Verformungszustand ohne großen Aufwand möglich und somit auch ingenieurgemäß vertretbar ist. Ein Beispiel geben die Zeichnungen Nr. 2.3/8 und 2.3/9.

Zum Erfassen des elastischen Zusammenwirkens der Stufenkörper, die nun als Ersatz für die Kesselwand aufzufassen sind, geht man wie folgt vor:

Zunächst werden die Stufenkörper frei gemacht, d. h. es werden an ihren Enden als Ersatz für das anschließende Teil die Schnittkräfte und Schnittmomente angebracht (s. Zeichnung Nr. 2.3/9).

Jeder Stufenkörper kann nun unabhängig für sich betrachtet werden, wobei er durch die statisch bestimmten äußeren Kräfte und statisch unbestimmten Schnittkräfte und Momente belastet ist. Anschließend werden die Verformungsgleichungen an den Stufenkörperenden aufgestellt und man erhält über die Verträglichkeitsbedingungen an jeder Schnittstelle ein lineares Gleichungssystem. Mit Hilfe dieses Gleichungssystems lassen sich alle Verformungen und Beanspruchungen

der gesamten Kesselwand berechnen. Mit dieser Berechnungsmethode können auch die stationären und instationären Wärmespannungen erfaßt werden, wobei vor allem auch jener Anteil der Wärmespannungen berechnet werden kann, der durch unterschiedliche Temperaturen in den verschiedenen dicken Kesselteilen besonders beim An- und Abfahren des Kernkraftwerkes entsteht.

Das beschriebene Berechnungsverfahren wurde für die Berechnung der Reaktordruckgefäße MZFR, KWO, KKS und CNA angewandt und bei den bisher fertiggestellten Druckgefäßen MZFR, KWO und KKS mit umfangreichen Dehnungsmessungen überprüft. Die Übereinstimmung zwischen Rechnung und Meßergebnis war jeweils sehr zufriedenstellend.

#### 2.3.3.2 Berechnungsdruck und -temperatur

Der Berechnungsdruck für die festigkeitsmäßige Auslegung aller Primärkreiskomponenten wird so gewählt, daß er bei betrieblich auftretendem Überschwingen des Druckes infolge Regelvorgängen und Störungen auch bei ungünstigen Meßwertabweichungen nicht überschritten wird. Er folgt aus der in Tabelle 2.3/6a ersichtlichen Staffelung der Grenzwerte für Regeleingriffe und Sprühen unter Berücksichtigung der jeweiligen Meßtoleranzen und Druckverhältnisse (Druckabfall in der Ausgleichsleitung) beim Ansprechen der Sicherheitsventile.

Die Berechnungstemperatur wird so gewählt, daß sie sicher über der maximalen Betriebstemperatur liegt, die sich aus dem Überschwingen, der Regelabweichung und den Meßwertabweichungen ergibt. Für besonderen Bedingungen ausgesetzte Teile wird sie entsprechend der maximal möglichen Temperatur im Einzelfall festgelegt.

## 2.3.3.3 Berechnungssicherheiten

Mit dem genannten Berechnungsverfahren ist es möglich, die einzelnen Spannungsanteile wie Membranspannungen, Biegespannungen, stationäre Wärmespannungen und instationäre Wärmespannungen getrennt zu erfassen. Da diese Spannungsanteile einen verschiedenen Beanspruchungsrakter besitzen und in ihrer Auswirkung für das Druckgefäß eine unterschiedliche Anstrengung bedeuten, müssen den einzelnen Spannungsanteilen entsprechende Berechnungssicherheiten zugeordnet werden.

Für die Membranspannung (mittlere Nennspannung) in der Kesselwand wird folgende Berechnungssicherheit zugrunde gelegt:

$$\text{zul. Spannung} = \frac{\text{Streckgrenze bei Berechnungstemperatur}}{1,5}$$

oder

$$\text{zul. Spannung} = \frac{\text{Bruchfestigkeit bei Raumtemperatur}}{3}$$

Der Berechnung wird jeweils der kleinere Wert aus den vorgenannten Bedingungen zugrunde gelegt.

Die Berechnungssicherheiten für die Summe aus Membranspannungen, Biegespannungen und Wärmespannungen sowie örtlichen Spannungserhöhungen werden in Ermangelung deutscher Empfehlungen aus dem amerikanischen Pressure Vessel Code, Section III, übernommen.

Den Abschluß der Berechnung stellt die Ermüdungsanalyse dar. An kritischen Stellen des Druckgefäßes, an denen die höchsten Beanspruchungen auftreten, wird überprüft, ob an diesen Stellen infolge der auftretenden Laständerungen (An- und Abfahrvorgang) mit Sicherheit ein

Ermüdungsbruch ausgeschlossen werden kann. Die Werte für die zulässige Wechseldehnung in Abhängigkeit der Belastungszyklen werden ebenfalls aus dem zitierten Pressure Vessel Code übernommen.

Bei der Druckprobe werden abschließend an kritischen Stellen, wie Kühlmittelstützen und Durchbrüchen am Kesseldeckel, die Beanspruchungen durch Dehnungsmessungen an der Innen- und Außenseite der Druckgefäßwand experimentell überprüft.

#### 2.3.4 - Qualitätsüberwachung

Der aus Stahl gefertigte Primärkreis muß so ausgelegt, gefertigt und geprüft werden, daß er über die gesamte Lebensdauer des Kernkraftwerkes voll und sicher einsatzfähig bleibt. Aus diesem Grunde kommt der Auswahl geeigneter Werkstoffe und ihrer Prüfung größte Bedeutung zu. Hinsichtlich Werkstoffauswahl und Qualitätsüberwachung werden alle Primärkreiskomponenten gleichrangig behandelt. Stellvertretend für die übrigen Komponenten wird nachstehend der Reaktordruckbehälter ausführlich behandelt. Der Werkstoff des Reaktordruckbehälters hat folgenden Anforderungen zu genügen:

- ausreichende mechanische Eigenschaften (Zugfestigkeit, Streckgrenze, Kerbschlagzähigkeit, Bruchdehnung, Einschnürung) bei Betriebs- und Raumtemperatur,
- gute Durchvergütbarkeit für die erforderlichen Wanddicken (d. h. Gleichmäßigkeit der Festigkeitseigenschaften über den Querschnitt),

- gute Schweißbarkeit,
- geringe Versprödung durch Neutronenbestrahlung (d.h. möglichst geringe Anhebung der Sprödbruch-Übergangstemperatur während des Reaktorbetriebes),
- Korrosionsbeständigkeit gegen das Kühlmittel an der Innenoberfläche (wird durch Schweißplattierungen mit austenitischem Cr-Ni-Stahl erreicht.)

Während man die Anforderungen an den Werkstoff nach Festigkeitseigenschaften, Schweißbarkeit und Durchvergütbarkeit sowie nach Korrosionbeständigkeit aus dem konventionellen Druckbehälterbau bereits kennt, kommt hier noch die Neutronenbestrahlung als weitere, den Werkstoff beeinträchtigende Belastung hinzu. Durch die Neutronenbestrahlung kommt es zu einem Abfall der Zähigkeitseigenschaften. Die Sprödbruch-Übergangstemperatur, d.h. die Übergangstemperatur vom zähen Verformungsbruch bei der Kerbschlagbiegeprobe zum spröden Trennbruch, steigt an. Unterhalb einer Neutronenfluenz von  $10^{18}$  nvt ( $> 1$  MeV) ist die Strahlenversprödung vernachlässigbar. Dieser Wert wird nur im Bereich der Core-Mitte, also im zylindrischen Teil des Reaktordruckbehälters (RDB) knapp überschritten. Die dadurch bedingte Anhebung der Sprödbruch-Übergangstemperatur um maximal 25°C (für einen Kupfer-Gehalt  $\leq 0,01\%$  und Phosphor-Gehalt  $\leq 0,012\%$ ) ist für die Sicherheit des RDB unwesentlich. Außerhalb des Bereiches der Core-Mitte liegt dieser Wert unter  $10^{18}$  nvt. Der Gefahr der Versprödung des RDB unter Neutronenbestrahlung wird durch eine sorgfältige Auswahl geeigneter Stähle Rechnung getragen. Der für den Bau von Reaktordruckgefäßen ausgewählte Stahl weist neben der Erfüllung der konventionellen Anforderungen eine niedrige Übergangstemperatur im unbestrahlten Zustand und einen geringen Anstieg der Übergangstemperatur unter Neutronenbestrahlung auf.

In der westlichen Welt haben sich heute für Wasserreaktoren vor allem zwei Stahltypen - niedriglegierte vergütete Baustähle - bewährt. Es sind diese die Stähle 21 MnMoNi 55 (amerikanische Bezeichnung ASTM A 553 GrB bzw. A 508 Cl 3) und 22 NiMoCr 37 (amerikanische Bezeichnung ASTM A 508 Class 2). Als Werkstoff für den Reaktordruckbehälter wird der Stahl 22 Ni Mo Cr 37 (Modifikation des amerikanischen Werkstoff A 508 CL 2) verwendet.

#### 2.3.4. 1 Herstellung des Reaktordruckbehälters

Die Herstellung des RDB erfolgt durch das Zusammenschweißen mehrerer Einzelteile, welche weitgehend vorgefertigt sind. Diese Teile werden aus Blöcken, welche zur Erzielung besonderer Reinheit und Gleichmäßigkeit des Stahles unter Vakuumbehandlung erschmolzen bzw. abgegossen werden, geschmiedet. Je nach dem Aufbau des RDB liegen danach nahtlose Ringe, Kalotten oder Segmente von Ringen und Kalotten im Rohzustand vor. Nach einer Vorbearbeitung erfolgt die Vergütung, d.h. Glühung bei ca. 900°C, Abschrecken in einem Wasserbecken und nachfolgende Anlaßglühung. Durch diesen Vergütungsprozeß werden die erforderlichen mechanischen Werkstoffeigenschaften erzielt. Im Anschluß an die Vergütung werden die Verbindungsschweißungen, die Bearbeitung der Teile und die Auftragsschweißung durchgeführt. Nach jeder Schweißung erfolgt eine Wärmebehandlung, nach Beendigung aller Schweißarbeiten eine letzte Entspannungs-Glühung. Mit der darauffolgenden Endbearbeitung ist die Fertigung des Reaktordruckbehälters abgeschlossen.

## 2.3.4.2

## Bau- und Werkstoffprüfungen

Die Qualitätsüberwachung zur Sicherung der geforderten Eigenschaften des RDB erfolgt anhand der Spezifikation und detaillierten Prüfplänen, welche aufgrund langjähriger Erfahrungen und gegenseitigem Meinungsaustausch mit Stahlwerken und Schmiedefirmen entstanden sind und von der Überwachungsbehörde genehmigt werden. Diese Erfahrungen haben sich auch in der Herausgabe des AD- Merkblattes: "Reaktordruckbehälter aus Stahl", "Werkstoffe" und "Fertigung und Prüfung" niedergeschlagen. Die Spezifikation gestattet die Überwachung der Fertigung vom Abguß des Blockes bis zur Druckprobe und wird im folgenden näher erläutert.

Die Qualitätsüberwachung erfolgt schrittweise nach dem jeweiligen Fertigungsgang. Dadurch ist neben der Qualitätsprüfung auch eine Sicherung des Liefertermines möglich, da etwa auftretende Fehler sofort erkannt und beseitigt werden können. Die in der Spezifikation festgelegten Werkstoffkennwerte, welche der Auslegung des RDB zugrunde liegen, basieren auf statistischen Großzahlauswertungen aus vorliegenden Prüfergebnissen der bereits abgeschlossenen Projekte. Diese spezifizierten Werte wurden anhand der vorliegenden Großzahlauswertungen so festgelegt, daß sie sicher erreicht werden.

#### 2.3.4.2.1 Prüfung der Schmiede- und Blechteile

Die Prüfung der Schmiede- und Blechteile erfolgt sowohl zerstörend (mechanische Prüfung) als auch zerstörungsfrei (US- und Oberflächenrißprüfung).

##### Zerstörende Prüfung der Schmiede- und Blechteile

Die Überprüfung der chemischen Zusammensetzung erfolgt sowohl als Schmelzanalyse als auch an fertig geschmiedeten Stücken durch Stückanalysen. Für die mechanischen Prüfungen erfolgt die Probenahme nach dem Vergütungsprozeß.

Da das Stück während der weiteren Verarbeitung noch mehrmals geglättet wird, wodurch der Werkstoff beeinflußt werden kann, erfolgt die mechanische Prüfung in drei Wärmebehandlungszuständen:

- im vergüteten Zustand durch den Hersteller, der damit den Erfolg der Vergütungsbehandlung überprüft.
- im simulierten Wärmebehandlungszustand. Das Probestück wird einer Reihe von Glühungen unterzogen, welche die nach dem Fertigungsgang zu erwartenden Glühungen mit einigen zusätzlichen Glühungen für etwa notwendige Reparaturen simulieren. Durch diese Prüfung hat man die im fertigen Zustand des RDB zu erwartenden Werte bereits am Beginn der Fertigung vorliegen und ist in der Lage - bei Nichteinhaltung der Spezifikation - ohne wesentlichen Zeitverlust die notwendigen Maßnahmen zu ergreifen.
- im Endwärmebehandlungszustand. Das hierfür vorgesehene Probematerial wird an das Werkstück angeheftet und macht alle Wärmebehandlungen mit. Nach der letzten Glühung erfolgt die Prüfung und damit die Endabnahme.

Von jedem Probeentnahmestand wird in jedem Glühzustand geprüft:

Zugfestigkeit und Streckgrenze, Dehnung und Einschnürung bei Raumtemperatur und bei Auslegungstemperatur.  
Kerbschlagzähigkeit (einschl. Übergangstemperaturkurven)  
Sprödbruchverhalten anhand von Pellini-Proben; Mikrogefüge und Korngröße.

Je Schmiedestück werden von folgenden Stellen Proben entnommen:

- bei Schmiederingen: an drei am Umfang um  $120^{\circ}$  versetzten Orten von einem Ende des Ringes. Die Gleichmäßigkeit der Vergütung wird durch am Umfang verteilte Härtiereihen und durch chemische Analysen sowie Mikroschliffen von beiden Enden des Ringes geprüft.
- bei Schmiedeteilen: welche gebogen und zu Ringen zusammengeschweißt werden bzw. Bleche für Kalotte oder Segmente.  
An beiden Enden des Schmiedestückes oder Bleches (entsprechend Kopf und Fuß des Blocks) je ein Probeentnahmestand. Die Gleichmäßigkeit des Stückes wird durch Härtiereihen über die Länge überprüft.

Die Proben für die mechanischen Prüfungen werden bevorzugt in einem Bereich des Stückes entnommen, in dem im Betrieb maximale Beanspruchungen zu erwarten sind. Aus der Erfahrung ist bekannt, daß sich die Zugfestigkeit und Streckgrenze selbst über große Querschnitte von Schmiedestücken aus dem Stahl 22 NiMoCr 37 bei den angewendeten Vergütungsverfahren kaum verändern, während die Kerbschlagzähigkeit und die Sprödbruchübergangstemperatur Schwankungen unterliegen und zur Mitte des Vergütungsquerschnittes hin abnehmen können.

Der integrierte Fluß nimmt über der Wanddicke etwa um eine 10er Potenz ab, so daß eine Materialversprödung infolge Bestrahlung nur an der Innenseite der Kesselwand auftritt. Nach Untersuchungen von J. Sebille (1) reicht der Versprödungsbereich von der Innenseite des Druckgefäßes etwa 60 mm in die Wand hinein.

#### Zerstörungsfreie Prüfung der Schmiede- und Blechteile

Die Oberflächen der Werkstücke werden einer vollständigen Oberflächenrißprüfung nach einem geeigneten Verfahren (Farbeindringverfahren oder elektromagnetisches Verfahren) unterzogen. Alle Werkstücke werden außerdem einer vollständigen US-Prüfung unterzogen.

#### 2.3.4.2.2 Prüfung der Schweißnähte

Da eine zerstörende Prüfung der Schweißnähte nicht möglich ist, wird eine Überprüfung der Schweißnähte zerstörend anhand von im Zuge der Fertigung mitgeschweißten Arbeitsproben durchgeführt.

Die Schweißung erfolgt anhand eines detaillierten, von KWU und der Überwachungsbehörde genehmigten Schweißplans durch geprüften Schweißer unter Aufsicht eines verantwortlichen Schweißfachingenieurs.

---

(1) EVR 3121. d, f, e: "Sitzungsberichte des Kolloquium über Sprödbruch und die Sicherheit in Kernreaktordruckbehältern". Brüssel 1966; Herausgeber J. Sebille

Aufgrund umfangreicher Untersuchungen von Dickwandschweißungen - welche von KWU in Zusammenarbeit mit verschiedenen Herstellern durchgeführt wurden - ist bekannt, daß die mechanischen Eigenschaften des Schweißgutes denjenigen des Grundwerkstoffes mindestens entsprechen. Das gilt sowohl für die Festigkeits- wie auch für die Zähigkeitseigenschaften.

Aufgrund dieser sehr umfangreichen Erfahrungen wird die im Zuge der Fertigung unter Originalbedingungen geschweißte Arbeitsprobe im gleichen Umfang zerstörend auf ihre mechanischen Eigenschaften geprüft wie die Schmiede- und Blechteile, wobei selbstverständlich die in den einschlägigen Vorschriften geforderten Schweißnahtprüfungen zusätzlich durchgeführt werden.

Der zerstörungsfreien Prüfung von Schweißnähten kommt eine besondere Bedeutung zu. Geprüft wird jede Naht 100 % mit Ultraschall und 100 % mittels Oberflächenrißprüfung. Zusätzlich ist an Stellen mit Ultraschallanzeige, welche keine eindeutige Identifizierung des Fehlers ergeben, eine Durchstrahlungsprüfung vorgesehen. Die Prüfempfindlichkeit bei der US-Prüfung ist in der Spezifikation so festgelegt, daß die zu registrierenden Anzeigen deutlich unter der jeweiligen Zulässigkeitsgrenze liegen. Jede Schweißnaht wird von beiden Seiten mit Prüfköpfen verschiedener Winkelteinstrahlung geschallt, so daß die Gewähr gegeben ist, daß alle Bereiche der Naht voll erfaßt werden.

Die Abnahmeprüfung wird nach der letzten Wärmebehandlung jeder Schweißnaht durchgeführt.

Außerdem finden Zwischenprüfungen zur möglichst frühzeitigen Erkennung von Schweißfehlern statt.

Der Prüfumfang nach der Druckprobe wird zwischen Gutachter, Hersteller und KWU vereinbart.

Alle Abnahmeprüfungen und die Prüfung nach der Druckprobe werden unabhängig vom Hersteller durch Sachverständige der Überwachungsbehörde durchgeführt. Eine zusätzliche Beteiligung von KWU an den Prüfungen erfolgt unter Berücksichtigung der sicherheitstechnischen Bedeutung. Anzahl und Zeitpunkt der einzelnen Prüfungen sowie die Zuständigkeit für die Durchführung werden vor Beginn der Fertigung in detaillierten Bauprüfplänen festgelegt.

Über die einzelnen Prüfvorgänge wird ein Protokoll angefertigt. Die Ergebnisse der Abnahmeprüfungen bilden die Grundlage für die Erstellung des US-Atlas des RDB.

#### 2.3.4.2.5 Prüfung der Schweißplattierung

Die austenitische Schweißplattierung wird bei der Auslegung des RDB als nicht tragend gewertet. Die Herstellung der Schweißplattierung erfolgt ebenfalls nach einem genehmigten Schweißplan unter den gleichen Voraussetzungen wie bei der Verbindungsschweißung. Die Schweißplattierung wird durch 100 %ige Oberflächenrißprüfung und 100 %ige US-Prüfung geprüft.

Außerdem werden alle Chargen der verwendeten Zusatzwerkstoffe geprüft, und es wird, ähnlich wie bei der Verbindungsschweißung, eine Arbeitsprobe geschweißt und zerstörend geprüft (chemische, technologische und Korrosionsrißprüfungen). Durch diese Prüfungen ist die Gewähr für die Güte der Schweißplattierung sowohl hinsichtlich ihrer Zusammensetzung, ihrer Korrosionsbeständigkeit, ihrer einwandfreien Bindung zum Grundwerkstoff, ihrer Rißfreiheit und ihrer Beeinflussung des Trägerwerkstoffes gesichert.

#### 2.3.4.2.4 Überwachung der Strahlenversprödung während des Reaktorbetriebes

Zur Überwachung der Versprödung des RDB-Stahles während des Betriebes werden Proben aus dem Originalmaterial des kernnahen Bereiches einschließlich der dort befindlichen Schweißnaht in Bestrahlungskanälen des Reaktors eingesetzt werden. Durch geeignete Lage dieser Bestrahlungs-kanäle im Reaktordruckbehälter kommt es zu einer vor-eilenden Bestrahlung der Proben, welche dann entnommen und geprüft werden. Damit ist eine Überwachung der Ver-sprödung des RDB anhand von Originalmaterial unter Orgi-naibedingungen vorausschauend möglich.

#### 2.3.5 Wiederholungsprüfungen am Primärkreis

Die Wiederholungsprüfungen sorgen für ein rechtzeitiges Erkennen sich eventuell anbahnender Fehler und der Er-haltung des hohen Qualitätsstandards.

Zwecks einfacher Durchführbarkeit der Wiederholungsprüfungen wurden beim Anlagenentwurf folgende Punkte beachtet:

- gute Zugänglichkeit der Komponenten,
- abnehmbare Wärmeisolierung an inspektionsbedürftigen Stellen,
- ausreichende Mann-, Handloch- und Besichtigungsöffnun-gen an den Komponenten,
- Entwicklung geeigneter Werkzeuge, Geräte und Prüfver-fahren.

Beim Prüfumfang und bei den vorgeschlagenen Prüfverfahren werden die ASME-Vorschriften "Inservice Inspection of Nuclear Reactor Coolant Systems", Section XI (1970), berücksichtigt.

Für die Wiederholungsprüfungen stehen folgende Prüfverfahren zur Verfügung:

- **Ultraschallprüfung:**  
In Gebieten starker Strahlung (Reaktordruckbehälter) mittels fernbedienter Prüfkopfführung und vollständiger automatischer Anzeigenregistrierung.
- **Wirbelstromprüfung** für die U-Rohre der Dampferzeuger.
- **Oberflächenrißprüfung:**  
Geeignet für Oberflächen, die nicht aus Abschirmgründen mit Wasser geflutet werden müssen.
- **Besichtigung:**  
Visuell mit optischen Geräten oder mit Fernsehkamera, auch an unzugänglichen und gefluteten Teilen möglich.
- **Dichtheitsprüfungen:**  
Heliumlecktest und Nekaltest.

Die vorgenannten Prüfverfahren werden für die Wiederholungsprüfung entweder einzeln oder, wo es sinnvoll erscheint, sich in der Aussagekraft ergänzend eingesetzt.

### 2.3.5.1 Durchführung der Prüfungen an den Reaktorkomponenten

#### Reaktordruckbehälter

Die gesamte Innenoberfläche kann nach Öffnen des Reaktordruckbehälterdeckels und Entfernen der Einbauten zugänglich gemacht werden. Die Prüfungen erfolgen bei guter Abschirmung der Strahlung unter Wasser. Der Deckel ist in seiner Abstellposition ohne Erschwernis prüfbar.

Bg. 26 R

Folgendes Prüfprogramm wird in vorgeschriebenem Turnus vorgeschlagen:

##### 1. US-Prüfung fernbedient mit Anzeigen-Registrierung:

- Rundnähte Behälterunterteil, und Anschlußnähte
- Einschweißung der Hauptkühlmitteilstutzen,
- Innenkanten der Hauptkühlmittelstutzen,
- Rundnaht Deckelkaiotte und Flanschring.

##### 2. Optische Inspektion mittels Fernsehen:

- Rundnähte von Unterteil und Deckel,
- Einschweißung der Hauptkühlmitteilstutzen,
- Tragleisten der Einbauten,
- Steuerstäbstutzen im Deckel,
- Örtlich interessierende Stellen der Plättierung,
- Schweißstellen der Anlagen für die Einbauten.

##### 3. Untersuchung der Stiftschrauben nach Ausbau durch:

- US-Prüfung,
- Kißprüfung,
- Besichtigung.

#### 4. Dichtheitsprüfung

Die US-Prüfung des Reaktordruckbehälters findet von der Innenseite des Druckbehälters durch die Plattierung hindurch statt. Dies ist beim heutigen Stand der US-Prüftechnik möglich und hat folgende Vorteile:

- gute Zugänglichkeit (praktisch 100 %),
- gute Manipulierbarkeit mit relativ einfachen Geräten,
- geringe Prüfdauer.

Darüber hinaus wird an der Kesselaußenseite ein Luftspalt von ca. 250 mm belassen, um in Sonderfällen eine Außenprüfung zu ermöglichen.

Vor der ersten Inbetriebnahme des Reaktors erfolgt eine "Nullaufnahme", als Basis zur Beurteilung der späteren Messungen. Die Ergebnisse dieser Nullaufnahme werden wiederum mit einem im Neuzustand aufgenommenen Fehleratlas als Ausgangsbasis verglichen. Zusätzlich stellt die Nullaufnahme die erste Einsatzerprobung der Geräte dar.

#### Kerngerüst

Das Kerngerüst kann in seiner Abstellposition im Reaktorraum durch

- optische Inspektion mittels Fernsehen oder
- optische Geräte

im Turnus mit dem Reaktordruckbehälter untersucht werden.

### Dampferzeuger

Folgendes Prüfprogramm kann durchgeführt werden:

1. Besichtigung der Primärsammelkammern und der Rohreinschweißungen durch die Mannlöcher. Jede Kammer hat einen eigenen Zugang.
2. Teilbesichtigung der Rohre durch Handlöcher im Sekundärmantel.
3. Inspektion der Abscheider und Einbauten im Dampfdom durch sekundärseitiges Mannloch.
4. Besichtigung und Prüfung der Behälterwand des Dampfdoms.
5. Primär- und sekundärseitige Druckprüfung.
6. Wenn erforderlich, Inspektion und Prüfung der äußeren Oberfläche nach Entfernen der Isolierung.
7. Wirbelstromprüfung der Rohre

### Druckhalter

Der Druckhalter ist nach Entfernen der Isolierung von außen für die Prüfungen nach den verschiedenen Prüfverfahren frei zugänglich. Die innere Zugänglichkeit wird durch ein Mannloch gewährleistet.

### Hauptkühlmittelpumpen

Das Pumpengehäuse ist nach Entfernen der Isolierung von außen zugänglich. Die Zugänglichkeit innen kann dadurch

erreicht werden, daß nach Lösen des Pumpenflansches die Einbauteile entfernt werden.

#### Rohrleitungen

Die Rohrleitungen sind nach Entfernen der Isolierung für eine Wiederholungsprüfung zugänglich. Eine Innenbesichtigung kann teilweise von den Komponenten her erfolgen.

#### Abblasebehälter

Der Abblasebehälter ist von außen zugänglich. Durch ein Mannloch und mehrere Handlöcher ist auch eine Innenprüfung möglich.

#### 2.3.5.2     Geräte zur Wiederholungsprüfung               am Reaktordruckbehälter

Für die Durchführung der Wiederholungsprüfungen sind von verschiedenen Firmen eine Reihe von Spezialgeräten entwickelt und bereits erprobt worden, die auch bei dieser Anlage Verwendung finden können.

##### a) Geräte für Prüfung des Reaktordruckbehälterunterteils

Für Wiederholungsprüfungen am Reaktordruckbehälterunterteil wird ein Manipulator entweder an der Lademaschinen- oder an der speziell dafür verstärkten Hilfsbrücke befestigt. Der unterste Schuß des mehrteiligen Manipulatormastes beinhaltet die Antriebe und den Ausleger zur Aufnahme der Spezial-US-Köpfe.

Sie ermöglicht ein genaues Anfahren sämtlicher Punkte des Reaktordruckbehälters, was im Hinblick auf die Reproduzierbarkeit von US-Anzeigen von größter Wichtigkeit ist.

Die Zeichnungen Nr. 2.3/10 und 2.3/11 zeigen die prinzipiellen Anordnungen für die Behälter- und Stutzenprüfung.

Das Prüfgebiet wird durch mehrere US-Prüfköpfe erfaßt, deren Anzahl von der Wandstärke abhängt. Dadurch wird hohe Prüfgeschwindigkeit bei guter Fehlererkennbarkeit gewährleistet.

Die Registrierung der Anzeigen erfolgt zusammen mit der Positionsfestlegung auf einem Mehrkanalschreiber. Zusätzlich werden sämtliche Indikationen auf Magnetband für eine spätere EDV-Auswertung gespeichert.

b) Prüfeinrichtung zur US-Prüfung der Reaktordruckbehälterdeckel-Rundnaht

Die Ultraschall-Prüfung der Rundnaht wird mittels Spezialprüfköpfen, die an einem auf einer Schiene laufenden Prüfwagen befestigt sind, durchgeführt.

Die Registrierung der Anzeigen und dazugehörigen Positionen erfolgt auf einem Mehrkanalschreiber.

c) Prüfeinrichtung zur US-Prüfung der Reaktordruckbehälter-Stiftschrauben  
(Zeichnung Nr. 2.3/12)

Das Gewinde der Stiftschrauben wird auf Risse, ausgehend vom Gewindetal, untersucht. Der Prüfkopf wird

in die Mittelbohrung der Stiftschraube eingesetzt und automatisch durch eine Vorrichtung bewegt. Die Registrierung geschieht wie bei b).

#### 2.3.6 Kritische Fehlergröße

Für die Beurteilung der Betriebssicherheit des Reaktordruckbehälters und um ein Maß dafür zu finden, welche Fehlererkennbarkeit bei einer Wiederholungsprüfung mindestens verlangt werden muß, werden nachstehend mit Hilfe der Methode der Bruchmechanik Überlegungen angestellt, welche kritische Rißlänge zu einem Bruch des Druckgefäßes führen würde. Diese kritische Rißlänge ist nach dem derzeitigen Stand der Forschung von folgenden Faktoren abhängig:

- von der Höhe der im Rißbereich auftretenden Spannung in der Druckbehälterwand,
- von der im Bereich des Kisses herrschenden Materialtemperatur,
- von einer meßbaren Materialkonstanten  $G_{Ic}$ , die ein Maß dafür darstellt, welche Arbeit erforderlich ist, um  $1 \text{ m}^2$  neuer Rißfläche zu erzeugen,
- von der Rißgeometrie.

Wegen des elastischen Verhaltens des Behälterwerkstoffes speichert die Druckbehälterwand bei Beanspruchung durch den Innendruck elastische Energie. Eine druckbeanspruchte Behälterwand gleicht somit einer vorgespannten Feder. Befindet sich ein Riß in der Behälterwand, so wird sich dieser nur dann ausbreiten, wenn die gespeicherte

elastische Energie ausreicht, die für die Rißfortpflanzung erforderliche Arbeit pro neu entstehender Bruchfläche zu übertreffen. Ein formelmäßiger Zusammenhang für diese Bedingung wurde zuerst von Griffith (1) aufgestellt. Speziell für eine pfennigförmige Rißgeometrie (2) lautet diese Beziehung:..

$$\sigma = \frac{A \cdot K_{Ic}}{\sqrt{b}}$$

Darin bedeuten:

$\sigma$  = senkrecht zur Rißfläche angreifende Normalspannung,

A =  $0,5\sqrt{\pi}$  = eine Konstante, die die Rißgeometrie berücksichtigt,

$K_{Ic}$  = ein von der Temperatur abhängiger Materialkennwert, der mit dem genannten  $G_{Ic}$ -Wert in folgendem Zusammenhang steht:

$$G_{Ic} = \frac{1 - \gamma^2}{E} K_{Ic}^2 ,$$

b = der Radius der kreisförmigen Rißfläche,

$\gamma$  = Querkontraktionszahl,

E = Elastizitätsmodul.

Die für die Berechnung der kritischen Rißlängen erforderlichen  $K_{Ic}$ -Werte wurden mit speziell dafür entwickelten gekerbten Proben gemessen. Die für den vorliegenden Stahl in Frage kommenden Werte sind in Zeichnung Nr. 2.3/13

(1) A.A.Griffith: Phil. Trans. Royal Soc. (London) Series A., Vol. 221 (1920) S. 163 - 198

(2) P.C.Paris: C.C.Sih; ASTM STP 381 (1964) S. 30 - 83

für den bestrahlten und unbestrahlten Zustand dargestellt. Die eingetragenen Werte wurden aus der Literatur (3) entnommen. In das genannte Bild sind zusätzlich die  $K_{Ic}$ -Werte, die durch eigene Untersuchungen an dem speziell für das vorliegende Druckgefäß verwendeten Stahl 22 NiMoCr 37 ermittelt wurden, eingetragen.

In Zeichnung Nr. 2.3/14 wurden nach den o. g. Beziehungen die Rißausbreitungsspannungen für verschiedene Rißgrößen in Abhängigkeit von Spannung und Temperatur aufgetragen. Aus diesem Diagramm ist folgendes ersichtlich:

#### Unbestrahlter Zustand

- Bei einer in der Druckbehälterwand in Umfangsrichtung auftretenden Spannung (Betriebsspannung) von  $1760 \text{ kg/cm}^2$  (Riß liegt in der gefährlichen Ebene) und einer Betriebstemperatur von  $4^\circ\text{C}$  beträgt die kritische Rißlänge 120 mm ( $b = 60 \text{ mm}$ ). Da die wirkliche Betriebstemperatur des Druckgefäßes bei  $292,5^\circ\text{C}$  liegt (Kühlmitteleintrittstemperatur), wird die wirkliche gefährliche Rißlänge im Betriebszustand des Druckbehälters noch wesentlich größer sein.

#### Bestrahlter Zustand nach 40 Jahren Betriebszeit ( $\approx$ ca. 32 Jahre Vollast)

- Im belasteten Zustand (integrierter Fluß  $5 \times 10^{19} \text{ nvt}$ ;  $E > 1 \text{ MeV}$ ) wird die Ausbreitungstemperatur eines Risses, der einen Durchmesser von 120 mm besitzt, bei  $85^\circ\text{C}$  erreicht. Hierzu ist ausdrücklich zu bemerken, daß die  $K_{Ic}$ -Werte an Material mit einem integrierten Fluß von  $3 \times 10^{19} \text{ nvt}$  gemessen wurden. Der im vorliegenden Fall

---

(3) Landermann et al/ ASTM STP 426 (1967), S. 260 - 277

aufgetretende Fluß ist  $0,5 \times 10^{18}$  nvt und die Betriebs-temperatur des Druckgefäßes liegt nicht bei  $85^{\circ}\text{C}$ , sondern bei  $292,5^{\circ}\text{C}$ , so daß in Wirklichkeit wesentlich größere Risse zulässig sind.

Aus den angestellten Überlegungen, denen der heutige Stand der Sprödbruchforschung zugrunde gelegt wurde, ergibt sich, daß bei einer Wiederholungsprüfung die Fehlererkennbarkeit auf jeden Fall beträchtlich besser ist, als sie für die Feststellung dieser noch nicht gefährlichen Rißgrößen notwendig wäre. Dabei muß nochmals betont werden, daß die bei  $85^{\circ}\text{C}$  und  $3 \cdot 10^{19}$  nvt ermittelte kritische Rißlänge einen äußerst pessimistischen Wert darstellt, da in Wirklichkeit die Betriebstemperatur des Druckgefäßes wesentlich höher liegt als aufgetretene Fluß um  $5 \times 10^{18}$  nvt beträgt.

In das Sprödbruch-Fahrdiagramm (Zeichnung Nr. 2.3/14) wurden die Ausbreitungsspannungen für verschiedene Rißlängen eingetragen. Daraus ist ersichtlich, daß das Porse-Diagramm, das mit Hilfe der Sprödbruchmessung mit Peillini-Proben aufgenommen wird, bezüglich der Betriebsweise des Druckbehälters auf der ganz sicheren Seite liegt.

#### 2.3.7 Sprödbruch-Fahrdiagramm

Um während der gesamten Betriebszeit des Kraftwerkes mit Sicherheit zu vermeiden, daß das Druckgefäß in der Gefahrenzone des Sprödbruches betrieben wird, wird ein Sprödbruch-Fahrdiagramm aufgestellt (Zeichnung Nr. 2.3/15). Dieses Diagramm gibt die verbotenen Betriebsbereiche in Abhängigkeit von der im Verlaufe der Zeit auftretenden Strahlungssprödigkeit wieder. Berücksichtigt wird dabei das zylindrische corenahe Kesselteil, da nur an diesem

eine nennenswerte Strahlenversprödung während des Betriebes auftritt. (Nennenswerte Strahlenversprödung, wenn der integrierte Fluß größer ist als  $1 \times 10^{18}$  nvt).

Dem Diagramm liegen Messungen der Sprödbruchtemperatur, wie sie mit Hilfe des Pellini-Testes am Kesselmaterial ermittelt werden, zugrunde.

Außer den Sprödbruchbereichen sind in diesem Diagramm alle maßgebenden Zustände des Druckgefäßes im sogenannten "Fahr-diagramm" eingezeichnet.

#### 2.3.7.1 Aufstellung des Sprödbruchdiagrammes

Mit Hilfe der Pellini-Probe wird die Sprödbruchübergangstemperatur (NDT-Temperatur) gemessen. Mit Hilfe dieser Temperatur und dem von Pellini aufgestellten qualitativen Zusammenhang zwischen kritischer Rißlänge und Spannung (Pellini W.C. und Puzak, P. "Fracture analysis diagram procedures for the Fracture-Safe Engineering Design of Steel Structures", NRL Report 5920, Naval Research Laboratory, March 1963) lässt sich das in Zeichnung Nr. 2.3/15 dargestellte Diagramm für den bestrahlten und unbestrahlten Zustand des Druckbehälters zeichnen. Nach Pellini ist eine beliebige Rißlänge im Druckbehälter ohne Gefahr eines Sprödbruches zulässig, wenn die Betriebstemperatur des Druckbehälters bei oder über der Rißhaltetemperatur (DT-Temperatur) liegt.

Diese Aussage ergibt im Diagramm die senkrechte Linie. Die untere Begrenzung des Diagrammes ergibt sich aus in Japan durchgeföhrten Untersuchungen (Kihara, Hiroshi, Marnbuchi et Koichi: Effect of Residual "Stress on Brittle Fracture", Welding Journal 38, 159 April 1959; zitiert auch in "Schweißen und Schneiden" 13 (1961) S. 278).

Diese zeigten, daß bei einer Beanspruchung, die unterhalb 10 % der Streckgrenze liegt, selbst bei beliebiger Rißlänge und Temperatur kein spontanes Rißwachstum stattfindet. Die schräge Begrenzungslinie des Diagrammes findet man aus dem Zusammenhang, daß eine beliebige Rißlänge dann zulässig ist, wenn für eine bestimmte Temperatur eine gewisse Spannung nicht überschritten wird (Übertragung der Rißhaltekurve von Pellini).

Das Sprödbruchdiagramm für den bestrahlten Zustand wird unter denselben Bedingungen gezeichnet, wobei das Anwachsen der Sprödbruchübergangstemperatur, gemessen an Bestrahlungsproben, berücksichtigt wird. Über die Zunahme der Sprödbruchtemperatur infolge Bestrahlung liegen für den vorliegenden Werkstoff ausreichende Meßwerte vor.

#### 2.3.7.2 Aufteilung des Fahrdiagramms

In Zeichnung Nr. 2.3/15 ist neben dem Sprödbruchdiagramm das Fahrdiagramm eingetragen. Das Fahrdiagramm gibt den Zusammenhang zwischen Temperatur und Beanspruchung in der zylindrischen Behälterwand wieder. In der Beanspruchung sind die Spannungen durch den Innendruck und die instationären Wärmespannungen an der höchstbeanspruchten Kesselinnenseite berücksichtigt. Aus der Lage des Fahrdiagramms

zum Sprödbruchdiagramm ist ersichtlich, daß kein Betriebszustand des Druckbehälters in den verbotenen Betriebsbereich fällt. Dies gilt sowohl für das unbestrahlte als auch für das bestrahlte Druckgefäß nach 40 Betriebsjahren.

Der Abstand zwischen Betriebsbereichen und verbotenem Betriebsbereich für den Druckbehälter ist in Wirklichkeit beträchtlich größer als im Diagramm eingetragen, da für die Aufstellung folgende Annahmen zur sicheren Seite hin gemacht wurden:

- a) Der berechnete Neutronenfluß für die Behälterwand wurde mit einem Sicherheitsfaktor versehen.
- b) Der Neutronenfluß und somit auch die Versprödung nimmt über die Behälterwand um den Faktor 2,5 ab. Dem Diagramm wurde die höchste Versprödung an der Druckbehälter-Innenseite zugrunde gelegt.
- c) Der Anstieg der Sprödbruchübergangstemperatur infolge Bestrahlung wurde gegenüber den gemessenen Werten mit einem Sicherheitsfaktor 2 versehen. Zusätzlich wurden bei der Festlegung des integrierten Flusses auch noch Neutronen im Energiebereich zwischen 0,5 und 1 MeV mitgezählt, während bei der Ermittlung der Versuchswerte nur Neutronen mit Energien oberhalb 1 MeV gezählt wurden.
- d) Der eingezeichnete verbotene Bereich ist definitionsgemäß so abgegrenzt, daß in der Druckbehälterwand beliebige Risse vorhanden sein dürfen, ohne daß ein Versagen eintritt. Dieser Zustand ist praktisch nicht erreichbar, da das Druckgefäß ab einer bestimmten Rißlänge (1 - 2 mal der Wanddicke) undicht wird und damit ein Druckabbau stattfindet.

2.3.7.3 Auslegungskurve zur Ermittlung der Erhöhung der Sprödbruchübergangstemperatur durch Neutronenbestrahlung

Die der berechneten Fluenz D entsprechende Erhöhung der Sprödbruchübergangstemperatur ist der Kurve 3 in Zeichnung Nr. 2.3/16 zu entnehmen. Diese Kurve ist die obere Streubandbegrenzung für eine große Zahl von Versuchsergebnissen des NRL (Naval Research Laboratory, Washington) [5-7] an Stahl ASTM-A533-B sowie Schweißgut mit folgenden Begrenzungen von Begleitelementen:

$\text{Cu} \leq 0,10\%$ ,  $\text{P} \leq 0,012\%$ ,  $\text{V} \leq 0,05\%$ . Ein ungünstiger Einfluß gerade dieser Elemente war von Nawthorne u. Potapovs [8] nachgewiesen worden. Die anderen Kurven in Zeichnung Nr. 2.3/16 haben folgende Bedeutung:

Kurve 1 wurde von Porse [1] als obere Streubandbegrenzung für alle, anfangs der sechziger Jahre bekannten Bestrahlungsergebnisse von vielen verschiedenen Stählen aufgestellt. Kurve 2 wurde wie Kurve 3 von Chernock u. Koziol [2] aus den NKL-Ergebnissen [5-7] an Stahl A 533-B, hier jedoch als Streubandbegrenzung für Cu-Gehalte bis zu 0,15 % konstruiert. Kurve 4 begrenzt die von Garzarolli u. a. [3] ermittelten Daten für den Stahl 22 NiMoCr 37. Kurve 5 wurde nach Ergebnissen von Hawthrone [4] an Stahl A 533-B mit 0,03 % Cu gezeichnet, wobei wegen zu engem Fluenzbereich der Meßdaten der Kurvenverlauf nach den Kurven 1 - 4 ausgerichtet wurde.

Da die Gehalte an Cu, P und V in den mittleren Schüssen des Reaktordruckgefäßes gleich den für Kurve 3 vorausgesetzten Grenzwerten sind und da außerdem die bis jetzt für den Stahl 22 NiMoCr 37 (Cu-Gehalt 0,12 %) ermittelten Daten [3] (Kurve 4) unterhalb Kurve 3 liegen, ist die Anwendung der Kurve 3 im vorliegenden Fall gerechtfertigt. Dabei wird gegenüber den Daten für 22 NiMoCr 37 ein Sicherheitsabstand von 2 in der Fluenz eingehalten.

## Bestrahlungsproben

Um die während des Betriebes infolge der Strahlenversprödung tatsächlich sich einsteliende Anhebung der NDTT realistisch einschätzen zu können, werden in den Reaktordruckbehälter Proben des Reaktordruckbehälterwerkstoffes als Bestrahlungsproben an Stellen eingesetzt, die gegenüber der Behälterwand eine wesentlich höhere Dosis erhalten (Voreilfaktor). Aus der Anhebung der NDTT dieser Proben, die in bestimmten Zeitabständen entnommen werden, und dem Vergleich der Fluenz dieser Proben mit der der Reaktordruckbehälterwand (Voreilfaktor) kann (mit entsprechender Vorsicht) auf die Höhe der Strahlenversprödung, d. h. auf die Anhebung der NDTT des Reaktordruckbehälterwerkstoffes während zukünftiger Betriebsabschnitte, geschlossen werden.

## Literatur:

- [1] L. Porse: Trans. ASME, J. Basic Engng. 86 (1964) 745.
- [2] W.P. Chernock, J.J. Koziol: "Current Trends in the Control and Surveillance of Pressure Vessel Irradiation Effects", American Power Conf., Chicago III., 1971
- [3] P. Garzarolli, K.P. Francke: Reaktortagung des DAfF, Frankfurt, 1969, oder:  
P. Garzarolli, C. Leitz, G. Sievers: 4. Genfer Atomkonferenz A/Conf. 49/P/393 (1971)
- [4] J.R. Hawthorne: ASTM - STP 484 (1970), S. 96 ff
- [5] J.R. Hawthorne, U. Potapovs: ASTM - STP 457 (1969) S. 113 ff.
- [6] L.E. Steele, C.Z. Serpan, J.R. Hawthorne, U. Potapovs, R.A. Gray: Report BNL - 932 (1968), S. 9.1 ff.
- [7] J.R. Hawthorne: ANS Trans. 15 (1970) 613

## 2.3.8 Steuerantriebe

## 2.3.8.1 Konstruktion

Die Steuerantriebe haben die Aufgabe, die Steuerelemente über die Höhe des Kerns ein- und auszufahren, sowie sie in einer beliebigen Stellung innerhalb des Fahrbereiches festzuhalten.

Zeichnung Nr. 2.3/17 zeigt eine Gesamtansicht sowie einen Schnitt durch den eigentlichen Antriebsteil.

Der komplette Steuerantrieb besteht aus dem Druckkörper, der Klinkeneinheit, der Antriebsstange sowie Arbeits- und Stellungsanzeigespulen. Jeder Antrieb ist eine unabhängige Einheit, die für sich ein- und ausgebaut werden kann. Die Klinkeneinheit ist im Druckkörper befestigt, der auf einen Stutzen am Kesseldeckel aufgeflanscht wird. Die Verbindung zwischen Klinkeneinheit und Steuerstab wird durch die gerillte Antriebsstange hergestellt. Die Arbeits- und Stellungsanzeigespulen einschließlich der Blechverkleidung werden als eine Baugruppe einfach über den Druckkörper geschoben.

Der Druckkörper besteht aus dem Klinkendruckrohr (unterer Teil) und dem Stellungsanzeigerohr (oberer Teil). Er bildet eine fingerhutförmige Erweiterung des Reaktordruckbehälters und wird nach den gleichen Auslegungsdaten und -Richtlinien berechnet.

Die Klinkeneinheit ist im unteren Teil des Druckkörpers eingebaut; sie besteht im wesentlichen aus 3 Spulenankern, die abwechselnd 2 Klinkengruppen in die Rillen der Antriebsstange eingreifen lassen und somit das Steuerelement heben oder senken.

Die Antriebsstange ist das Verbindungsglied zwischen Antriebseinheit und dem Steuerelement. Sie besteht aus einem Rohr, das im oberen Teil über die erforderliche Hublänge mit einer Teilung von 10 mm gerillt ist und am unteren Ende eine mechanische Kupplung aufweist. Während des Reaktorbetriebes ist die Antriebsstange immer mit dem Steuerelement verbunden; die Kupplung kann von oben mit einer Betätigungsstange gelöst werden, die im Inneren der Antriebsstange hindurchgeführt ist; das Abkuppln kann jedoch nur nach abgenommenem Reaktordeckel ausgeführt werden.

Die Arbeitsspulen gruppe, bestehend aus Hub-, Greif- und Haltespule, ist zu Montagezwecken mit der Stellungsanzeigespule in einer Baueinheit zusammengefaßt und kann leicht vom Druckkörper abgezogen werden.

Am oberen Ende dieser Einheit ist ein Stecker für die Gleichstromversorgung der Arbeitsspulen und die Meldungen aus den Stellungsanzeigespulen angebracht.

#### 2.3.8.2 Auslegung

KWWU Bq. 28 v

Für den Steuerantrieb gelten folgende Auslegungsdaten:

Druckkörper: Berechnungsdruck	176 bar
Berechnungstemperatur	350 °C
Hubhöhe:	≈ aktive Kernhöhe
Verfügbare Hubkraft:	etwa das 2-fache des statischen Gewichtes
Verstellgeschwindigkeit:	60 Schritte/min
entsprechend Hub- bzw. Senkgeschwindigkeit	0,6 m/min
Masse Antriebsstange mit Steuerstab:	≈ 115 kg

## 2.5.8.5 Funktionsbeschreibung

Die Antriebsstange und mit ihr das Steuerelement im Kern werden durch eine von einem Taktgeber vorgegebene und wiederholbare Folge von Unterbrechungen des Arbeitsspulenstromes auf und ab bewegt.

Das Hochfahren des Steuerelementes aus der Ruhestellung (nur die Greifspule ist eingeschaltet) erfolgt durch folgenden Phasenablauf:

1. Hubspule ein: Die Stange hebt sich um eine Rillenteilung  $\Delta \leq 10$  mm
2. Haltespule ein: Die Halteklinken kommen in Eingriff, durch leichtes Anheben übernehmen sie die Last von den Hubklinken.
3. Greifspule aus: Die Hubklinken werden zurückgezogen
4. Hubspule aus: und fallen in die Ausgangsstellung zurück.
5. Greifspule ein: Die Hubklinken werden in die Rille gedrückt.
6. Haltespule aus: Die Halteklinken werden aus der Rille zurückgezogen.

Dieser Zyklus wird entsprechend der gewünschten Schrittzahl wiederholt.

Mit einer entsprechenden Taktfolge wird das Steuerelement wieder in den Kern eingefahren.

Die jeweilige Stellung des Elementes wird sowohl über ein digitales Schrittzählwerk, das vom Taktgeber gesteuert wird, als auch über eine kontinuierliche analoge Anzeige über die Stellungsanzeigespule erfaßt.

In der Steuerelementruhestellung steht nur die Greifspule unter Strom. Bei einer Stromunterbrechung in dieser Spule fällt der Anker ab, die Klinken werden zurückgezogen und das Steuerelement fällt frei in den Kern. Gegen Regende werden die Steuerstäbe des Steuerelementes durch hydraulische Stoßdämpfer abgefangen.

#### 2.3.8.4 Betriebserfahrungen

Für das im oben beschriebenen Steuerantrieb verwendete Konstruktionsprinzip - ein magnetischer Klinkenschrittheber - wurde auf eigenen Versuchsständen ein Prototyp einem ausgedehnten Erprobungsprogramm unterworfen. Es wurden unter Reaktorbetriebsbedingungen über 3 Millionen Schritte und über 600 Schnellabschaltungen ohne Störungen absolviert. Diese Antriebe haben sich inzwischen im Kernkraftwerk Obrigheim und Stade ausgezeichnet bewährt, so daß diese Antriebsart auch für die folgenden Anlagen beibehalten wird. Das Prinzip wurde ebenso seit langem in amerikanischen Druckwasserreaktoren mit Erfolg angewendet.

#### 2.3.9 Lecküberwachung

##### 2.3.9.1 Lecküberwachung am Reaktordruckbehälterflansch

Der Deckel des Reaktordruckbehälters wird durch die Stiftschrauben auf das Unterteil des Druckbehälters gedrückt. Zwei metallische O-Ringe, die zwischen den Flanschflächen des Unterteiles und des Deckels liegen, dichten den Behälter nach außen ab. Während des Betriebes ist eine ständige Überwachung der Druckbehälterdichtung möglich.

Austretende Leckagen werden durch zwei Bohrungen aus dem Raum zwischen dem inneren und dem äußeren O-Ring abgeführt und über eine Kühlslange in ein Meßrohr geleitet, das mit einer Niveaumessung mit Fernanzeige ausgerüstet ist.

Bis einschließlich zum Entlüftungs- und Entwässerungsventil wurde die Lecküberwachung für die gleichen Werte wie der Reaktordruckbehälter ausgelegt.

Auslegungsdruck:	176 bar
Auslegungstemperatur:	350 °C
max. Leckrate bei stationärem Betrieb:	ca. 10 g/h
max. Leckrate bei instationärem	
Betrieb:	ca. 300 g/h

#### 2.3.9.2. Lecküberwachung der Primär Anlage

Die Luft in den Anlagenräumen wird im geschlossenen Kreislauf oberhalb der Dampferzeuger von Ventilatoren angesaugt, über Kühler geleitet und unten in den Dampferzeugerraum wieder eingeleitet. Um zwischen den Anlagen- und Betriebsräumen einen bestimmten Unterdruck zu halten, wird eine entsprechende Luftmenge aus den Anlagenräumen über Filter abgesaugt und auf Aktivität untersucht, bevor sie über den Kamin abgegeben wird. Ein Ansteigen der Luftaktivität in den Anlagenräumen kann somit erfaßt werden. Die lufttechnische Anlage wird im Abschnitt 2.4.9 beschrieben.

## 2.4 Reaktorhilfs- und Nebenanlagen, Brennelement-Transportsystem

Als Reaktorhilfsanlagen werden die Systeme bezeichnet, die am Reaktorbetrieb unmittelbar beteiligt sind, also die Anlagen zur Einspeisung und Entnahme von Hauptkühlmittel sowie zu dessen chemischer Behandlung, Reinigung und Aufbereitung und zur Kühlung der Kühlstellen im Kontrollbereich einschließlich der Nach- und Notkühlung. Bei allen Anlagenteilen, die Hauptkühlmittel, Borsäure oder Deionat führen, sind mediumberührte Teile aus nichtrostendem Stahl hergestellt oder mit einem geeigneten Korrosionsschutz versehen.

Als Reaktornebenanlagen werden die Systeme bezeichnet, die nicht unmittelbar am Reaktorbetrieb beteiligt sind. Dazu gehören u. a. die Anlagen zur Behandlung bzw. Aufbereitung radioaktiver Gase, Abwässer und Feststoffe, die Anlagen- und Gebäudeentwässerung, die lufttechnischen Anlagen sowie die Versorgungssysteme.

Bei aktivitätsführenden Anlagen werden vorwiegend Schweißverbindungen vorgesehen. Die Armaturen sind je nach Temperatur- und Druckbelastung als Metallfaltenbalg oder Stopfbuchsarmaturen mit kontrollierter Leckageabführung bzw. auch als Membranventile ausgeführt. Die Abdichtung von Pumpen erfolgt im allgemeinen durch doppelte Gleitringdichtungen mit Sperrwasservorlage bzw. durch Ausrüstung mit Spaltrohrmotoren.

Von den Reaktorhilfsanlagen kommen zur Aufstellung innerhalb der Sicherheitshülle:

- der HD-Teil des Entnahmestranges im Volumenregelsystem,
- die Druckspeicher der Notkühlung,

Austretende Leckagen werden durch zwei Bohrungen aus dem Raum zwischen dem inneren und dem äußeren O-Ring abgeführt und über eine Kühlslange in ein Meßrohr geleitet, das mit einer Niveaumessung mit Fernanzeige ausgerüstet ist.

Bis einschließlich zum Entlüftungs- und Entwässerungsventil wurde die Lecküberwachung für die gleichen Werte wie der Reaktordruckbehälter ausgelegt.

Auslegungsdruck:	176 bar
Auslegungstemperatur:	350 °C
max. Leckrate bei stationärem Betrieb:	ca. 10 g/h
max. Leckrate bei instationärem	
Betrieb:	ca. 300 g/h

#### 2.3.9.2 Lecküberwachung der Primär Anlage

Die Luft in den Anlagenräumen wird im geschlossenen Kreislauf oberhalb der Dampferzeuger von Ventilatoren angesaugt, über Kühler geleitet und unten in den Dampferzeugerraum wieder eingeleitet. Um zwischen den Anlagen- und Betriebsräumen einen bestimmten Unterdruck zu halten, wird eine entsprechende Luftmenge aus den Anlagenräumen über Filter abgesaugt und auf Aktivität untersucht, bevor sie über den Kamin abgegeben wird. Ein Ansteigen der Luftaktivität in den Anlagenräumen kann somit erfaßt werden. Die lufttechnische Anlage wird im Abschnitt 2.4.9 beschrieben.

- Einspeisung der zur chemischen Reaktivitätsregelung erforderlichen Borsäure, und Deionatmengen in das Reaktorkühlsystem und Entnahme der entsprechenden Hauptkühlmittelmengen zur Weiterleitung an die Kühlmitteispeicher,
- Hilfssprühung des Druckhalters,
- Versorgung der Hochdruck-Wellendichtungen der Hauptkühlmittelpumpen mit Sperrwasser,
- Abdrücken des Reaktorkühlsystems.

#### Auslegungsgrundlagen

Die Kapazität des Volumenregelsystems ergibt sich aus der Forderung,

- den Reaktor bis zu einer vorgegebenen unteren Borkonzentration des Hauptkühlmittels innerhalb der durch das Anfahr- bzw. Abfahrdiagramm festgelegten Zeiten anzufahren bzw. abzukühlen,
- bei Bedarf (je nach Lastfahrprogramm und Regelkonzept) bei Laständerungen und Lastzyklen ebenfalls bis zu einer unteren Borkonzentration die Xenonvergiftung ganz oder teilweise auszuregeln,
- die Reinheit des Hauptkühlmittels entsprechend der Kühlmittelspezifikation auf die Dauer zu gewährleisten.

Für die Volumenregelung und die Sperrwasserversorgung der Hauptkühlmittelpumpen genügt der Betrieb einer Hochdruckförderpumpe. Eine zweite HD-Förderpumpe steht als Reserve zur Verfügung und kann bei Ausfall der ersten Pumpe in

im Ringraum des Reaktorgebäudes:

- das Not- und Nachkühlsystem,
- die HD-Pumpen im Volumenregelsystem,

im Hilfsanlagengebäude:

- alle übrigen Systeme bzw. Teile.

Je nach Aktivität sind die Komponenten einzeln oder gruppenweise in Abschirmkammern aufgestellt. Die zugehörigen Armaturen sind, soweit nötig, in getrennten Armaturenkammern zusammengefaßt, wobei die Bedienung von begehbarer Gängen aus erfolgt.

#### 2.4.1 Volumenregelsystem (Zeichnung Nr. 2.4/1)

##### Aufgabenstellung

Für den Betrieb des Reaktors spielt das Volumenregelsystem eine wesentliche Rolle. Es hat folgende Aufgaben:

- Auffüllung des Reaktorkühlsystems,
- Ausgleich von temperaturbedingten Volumenänderungen, vor allem beim An- und Abfahren und bei kleineren Leckagen im Reaktorkühlsystem im Rahmen der Druckhalter-wasserstandsregelung,
- ständige Entnahme eines Teilstromes aus dem Reaktorkühlsystem zum Zweck der Reinigung, Begasung ggf. Entgasung und entsprechende Rückspeisung,

automatisch Wasser aus den Kühlmitteispeichern nachgespeist. Auf diese Weise können auch kleinere Kühlmittelverlustunfälle im Reaktorkühlsystem ohne Notkühlung beherrscht werden. Im Volumenausgleichsbehälter kann das Kühlmittel mit Wasserstoff begast werden.

Die HD-Förderpumpe speist das gereinigte Wasser mit den zudosierten Chemikalien über die Rohrseite des Rekuperativwärmetauschers in das Reaktorkühlsystem auf die Druckseite der Hauptkühlmittelpumpen zurück. Ein kleiner Teilstrom wird hinter den HD-Förderpumpen abgezweigt und durch Feinstfilter den Hauptkühlmittelpumpen als Sperrwasser zugeleitet. Ein Teil dieses Sperrwassers gelangt über die Hochdruckdichtung in das Reaktorkühlsystem, ein anderer Teil strömt aus der Dichtung ab und wird hinter der Reduzierstation in das Volumenregelsystem zurückgeführt.

Während des Abfahrens des Reaktors, wenn das Nachkühlsystem in Betrieb und der Druck im Reaktorkühlsystem abgesenkt ist, kann der Reinigungsstrom von der Druckseite der Nachkühlpumpen abgezweigt und der Hauptkühlmittelinreinigung zugeführt werden.

Mit dem Volumenregelsystem wird auch die Hilfssprühung des Druckhalters beim Abfahren des Reaktors durchgeführt und die normale Druckhaltersprühung unterstützt.

Bei Ausfall des normalen Einspeiseweges besteht die Möglichkeit, über eine Hilfseinspeiseleitung aus den Flutbehältern mit den HD-Förderpumpen in das Reaktorkühlsystem einzuspeisen.

Zur Überwachung und Regelung von Durchsätzen, Drücken, Temperaturen und Wasserständen werden die erforderlichen

Meßgeräte, Regelkreise und Verriegelungsautomatiken vorgesehen. Alle Pumpen und die Motorarmaturen sind an das Notstromnetz angeschlossen, mindestens eine Pumpe kann im Bedarfsfall mit Notstrom versorgt werden.

#### 2.4.2 Chemikalien-Einspeisesystem (Zeichnung Nr. 2.4/1)

##### Aufgabenstellung

Das Chemikalieneinspeisesystem dient vor allem dazu, mit Hilfe der neutronenabsorbierenden Borsäure im Zusammenwirken und zusätzlich zu den Steuerelementen die Überschußreaktivität des Reaktors zu kompensieren und bei Abschaltungen den Reaktor ggf. auch ohne Steuerelemente unterkritisch zu halten.

Im einzelnen handelt es sich um folgende Aufgaben:

- Abschaltung des Reaktors durch Einspeisung von Borsäure
- bei Abkühlung des Reaktorkühlsystems (vor allem zum Brennelementwechsel) Borierung des Hauptkühlmittels auf einen sicherheitstechnisch erforderlichen weit unterkritischen Zustand des Reaktors,
- entsprechender Borentzug zum Wiederauffahren,
- Borsäurezusatz bei der Leckageergänzung von Hauptkühlmittel,

- Ausgleich der Überschußreaktivität mit entsprechender Abbrandkompensation und ggf. Ausgleich der Xenon-Samarium-Vergiftung bei Laständerungen.

Darüber hinaus hat das System noch folgende Funktionen:

- Zudosierung von Korrosionsschutzzusätzen
- Bereitstellung von boriertem Wasser für das BE-Becken, die Flutbehälter und die Druckspeicher.

#### Auslegungsgrundlagen

##### Borsäurevorrat

Das Volumen des Borsäurebehälters ist so bemessen, daß die zur Vergiftung des kalten Reaktorkühlsystems auf eine Konzentration von 2200 ppm Bor notwendige Borsäure in Form von vierprozentiger Borsäure gelagert werden kann.

Als Neutronenabsorber ist das Borisotop B10 mit seinem großen Einfangquerschnitt für thermische Neutronen (4010 barn) maßgebend. Es ist im natürlichen Bor zu 18,3 % vorhanden. Im Mittel wird eine Reaktivität von etwa 1 % durch ca. 80 ppm Bor kompensiert.

##### Borsäure- und Deionateinspeisung

Zur Auslegung der Borsäure- und Deionatdosierstrecken sind für das An- und Abfahren sowie für die Regelung des Reaktors die gleichen Forderungen maßgebend wie beim Volumenregelsystem.

### Beschreibung

Das beim Anfahren durch Volumenausdehnung und bei Borentzug anfallende borierte Hauptkühlmittel wird in der Kühlmittelaufbereitung in Deionat und Borsäure (vierprozentig) getrennt. Das Deionat wird in die Kühlmittelspeicher, die Borsäure in die Borsäurebehälter zurückgespeist, um wieder für die Einspeisung zur Verfügung zu stehen. Der Borsäureansetzbehälter dient zum Ansetzen frischer Borsäure durch Lösung von handelsüblichem Borsäurepulver in vorgewärmten Deionat. Dies ist erforderlich zur Erstfüllung der Borsäurebehälter, des BE-Beckens, der Flutbehälter und Druckspeicher, zur Deckung von Verlusten und zum Austausch abgereicherter Borsäure.

Für die Borsäureeinspeisung zur Saugseite der HD-Förderpumpen des Volumenregelsystems sind zwei parallel angeordnete Dosierstrecken mit je 100 % Dosierleistung installiert. Aus Sicherheitsgründen ist noch eine dritte Möglichkeit zur Borierung und Leckage-Ergänzung vorgesehen. Die HD-Förderpumpen können direkt aus den Flutbehältern Borwasser in das Reaktorkühlsystem einspeisen.

Die Deionateinspeisung ist zweifach vorhanden und erfolgt ebenfalls zur Saugseite der HD-Förderpumpen.

Die Einspeisung von Borsäure oder Deionat über die Dosierstrecken erfolgt normalerweise automatisch in Abhängigkeit von der Steuerelementbankstellung. Sie kann auch durch Eingriff von der Warte aus eingeleitet werden.

Vierprozentige Borsäure beginnt erst unter 15 °C auszukristallisieren, so daß keine Beheizung der Wandungen nötig ist. Bei Bedarf kann die Borsäure umgewälzt werden.

Die Borsäurebehälter und die Dosierstrecken sind mit den entsprechenden Meßgeräten ausgerüstet. Das Borsäuresystem ist notstromgesichert.

Zur Sauerstoffbindung und zur Einhaltung des geforderten pH-Wertes wird dem Hauptkühlmittel vor allem beim Anfahren Hydrazin und Lithium 7-Hydroxid zudosiert. Die dafür notwendige verdünnte Lösungen können im Chemikalienaussetzbehälter angesetzt und mit der Chemikaliendosierpumpe eingespeist werden.

#### 2.4.3 Kühlmittelreinigung und -entgasung (Zeichnung Nr. 2.4/2, 2.4/4)

##### Aufgabenstellung

Für die Wasserchemie im Hauptkühlsystem ist die "alkalische Fahrweise spezifiziert. Diese Fahrweise ist dadurch gekennzeichnet, daß dem Hauptkühlmittel neben Borsäure Lithium-7-Hydroxid und Wasserstoff zugesetzt werden. Ausgehend von dieser Wasserchemie werden an die Kühlmittelreinigung folgende Anforderungen gestellt:

- a) Einhaltung einer der Wasserspezifikation entsprechenden Hauptkühlmittelqualität.
- b) Entfernung von Spalt- und Aktivierungsprodukten.
- c) Bei der kontinuierlichen Bypass-Reinigung darf die Bor- und Lithium-7-Konzentration im Primärkühlmittel nicht verändert werden.

- d) Der durch die Kernreaktion  $^{10}\text{B}$  ( $n,\alpha$ )  $^7\text{Li}$  entstehende  $^7\text{Li}$ -Überschuß muß entfernt werden können, um eine Überschreitung des oberen  $^7\text{Li}$ -Spezifikationswertes zu vermeiden.
- e) Vor einem Brennelementwechsel muß dem Hauptkühlmittel das Lithium-7 entzogen werden, um die zum Fluten benötigten Borsäurelösungen lithiumfrei zu halten.
- f) Ausreichende Dekontaminationswirksamkeit für Caesium-isotope.

#### Auslegungsgrundlagen

Für die Auslegung wurde zugrunde gelegt:

- Die Fördermenge beider HD-Förderpumpen des Volumenregelsystems (TA) als Auslegungsgrundlage für einen Ionenaustauscher und beide Harzfänger, wobei diese Menge zur Erfüllung der unter Pkt. a/b genannten Forderungen ausreichend ist.
- Eine Standzeit von ca.  $1/2$  Jahr

#### Beschreibung

Die Kühlmittelreinigung besteht hauptsächlich aus zwei Mischbettfiltern mit den nachgeschalteten Harzfängern zum Schutz gegen durch den Siebboden der Mischbettfilter durchtretenden Harze. Um den Forderungen der Punkte a/b und c/d/e/f nachzukommen, werden die beiden Mischbettfilter wechselweise mit unterschiedlichen Aufgabenstellungen betrieben.

Beide Mischbettfilter erhalten die gleiche Menge Harz im gleichen Mischungsverhältnis von Kationen- zu Anionenaustauscher, jedoch wird in einem Mischbett der Kationenaustauscher in der  $H^+$ -Form und im anderen in der  $^{7}Li^+$ -Form eingesetzt. Der Anionenaustauscher wird bei beiden Filtern in der  $OH^-$ -Form eingesetzt.

Das Mischbett mit dem  $^{7}Li^+$ -beladenen Kationenaustauscher dient als Hauptreinigungsfilter (Forderungen der Punkte a/b/c), während das Mischbett mit dem  $H^+$ -beladenen Kationenaustauscher zunächst zur Entfernung des  $^{7}Li$ -Überschusses und zur Erniedrigung der Cs-Aktivitätskonzentration bei Brennelementsschäden verwendet wird, um aber nach Erschöpfung des zur kontinuierlichen Reinigung dienenden Mischbettfilters ( $^{7}Li^+$ -Form) die Hauptreinigung zu übernehmen. Hierzu ist eine vollständige  $^{7}Li$ -Beladung durch diskontinuierliche Zudosierung von  $^{7}LiOH$  in dem Chemikalien-Einspeisystem erforderlich.

Die erschöpften Harze des Hauptreinigungsfilters werden hydraulisch mit der Harzspülung in die Harzabfallbehälter gespült, daß Spülwasser wird der Harzspülpumpe wieder als Treibmittel zugeführt. Das Einbringen frischer  $H^+$ - und  $OH^-$ -beladener Ionenaustauscherharze erfolgt von Hand über die Harzeinfüllleitung direkt in den Ionenaustauscher. Die Harzabfallbehälter dienen auch zur Zwischenlagerung der verbrauchten Harze aus der Kühlmittelaufbereitung und der Beckenreinigung bis zum Abtransport.

#### Vakuum-Entgasung

#### Aufgabenstellung

Vor dem Öffnen des Reaktorkühlsystems, z.B. zu einem Brennelementwechsel, müssen die im Hauptkühlmittel gelösten

radioaktiven Edelgase ebenso wie die anderen radioaktiven Verunreinigungen aus dem Kühlmittel entfernt werden, um ihr Austreten in die Raumluft zu verhindern und die Direkstrahlung aus dem Wasser abzubauen.

#### Auslegungsgrundlagen

Die Entgaser-Anlage wird für die Fördermenge beider HD-Förderpumpen entsprechend dem Durchsatz durch die Kühlmittelreinigung ausgelegt.

#### Beschreibung

Die Entfernung der Edelgase erfolgt in einem Vakuum-Entgaser. Das Hauptkühlmittel wird dem Entgaser nach Durchströmen der Kühlmittelreinigung mit einer Siedetemperatur von 50°C zugeleitet. Der entsprechende Sättigungsdruck von 0,123 bar wird mit einer Entgaser-Vakuumpumpe aufrechterhalten.

Das Kühlmittel gelangt in den Kopf der Entgaserkolonne. Über Siebböden rieselt das Hauptkühlmittel in den Sumpf der Kolonne, in dem ca. 3 % des eingespeisten Hauptkühlmittels verdampft werden. Dieser Dampf strömt dem aus dem Kopf der Kolonne herabrieselnden Hauptkühlmittel entgegen und treibt dabei die Edelgase aus. Der Dampf wird im Rücklaufkondensator niedergeschlagen und in den Kopf der Kolonne zurückgeleitet. Die Gase werden über den Gaskühler in das Abgassystem geleitet.

Das im Sumpf der Kolonne befindliche entgaste Hauptkühlmittel wird mit der Entgaserabziehpumpe wieder in das Volumenregelsystem eingespeist.

#### 2.4.4 Kühlmittellagerung und -aufbereitung (Zeichnung Nr. 2.4/3)

##### Aufgabenstellung

In der Hauptkühlmittellagerung wird das bei einem Hauptkühlmittelaustausch (Anfahren, Abbrandkompensation, Laständerungen) anfallende boriert<sup>e</sup> Hauptkühlmittel zwischengelagert und das entborierte Hauptkühlmittel (Deionat) für den nächsten Hauptkühlmittelaustausch zur Verfügung gehalten.

In der Kühlmittelaufbereitung wird dem Hauptkühlmittel die Borsäure durch Verdampfen entzogen und als 4 %-ige Borsäure zur Weiterverwendung in die Borsäurebehälter geleitet. Ferner besteht die Möglichkeit, in einem nachgeschalteten Entgaser das Hauptkühlmittel zu entgasen, wenn es an das System zur Behandlung radioaktiver Abwasser abgegeben werden soll. Mit demselben Entgaser erfolgt auch die Entgasung von Zusatzwasser.

##### Auslegungsgrundlagen

Die Speicherkapazität der Kühlmittellagerung wird durch die Deionatmenge bestimmt, die bei einem Borgleichgewicht von 200 ppm für ein verzögerungsfreies Anfahren erforderlich ist, wobei auch das Ausdehnungswasser aufgenommen werden muß.

Der Durchsatz durch die Verdampferanlage in der Kühlmittelaufbereitung ergibt sich aus der Forderung, daß die durch die täglich durchzuführende Abbrandkompensation und durch Lastzyklen anfallenden Borwassermengen aufbereitet werden müssen.

In der Verdampferanlage erfolgt eine Aufkonzentrierung der Borsäure auf 4 %; das Destillat hat einen Restgehalt von max. 2 ppm Bor. Eine Nachbehandlung des Destillats durch Ionenaustauscher zur weiteren Entborierung ist nicht mehr erforderlich. Der Entgaser, der der Verdampferanlage nachgeschaltet werden kann, ist für den gleichen Durchsatz wie die Verdampferanlage ausgelegt.

#### Beschreibung

Die Kühlmittellagerung besteht aus Kühlmittelspeichern, von denen jeder einen Anschluß an die Deionat- und die Borwasserschiene hat. Dadurch ist es möglich, jeden der Kühlmittelspeicher sowohl zur Deionat- als auch zur Borwasserlagerung zu verwenden. Die Umschaltung von Borwasseraufnahme bzw. -abgabe auf Deionataufnahme bzw. -abgabe erfolgt durch Motorventile, die von der Warte aus betätigt werden. Die Umschaltzeitpunkte sind ebenfalls auf der Warte an Niveauanzeigern abzulesen.

Um eine Umschaltung durchführen zu können, muß bei maximalem Hauptkühlmittelanfall in der Lagerung (inklusive Ausdehnungswasser) noch ein Kühlmittelspeicher leer sein. Über die Borwasserschiene wird das aufzubereitende Hauptkühlmittel vom Volumenregelsystem zur Zwischenlagerung in die Kühlmittelspeicher geleitet. Mit der Verdampferspeisepumpe wird das Borwasser aus der Kühlmittellagerung oder direkt aus dem Volumenregelsystem in die Kühlmittelbereitung gepumpt. Die Deionatrückspeisung in das Volumenregelsystem erfolgt mit der Rückspeisepumpe, die sich im Chemikalieneinspeisesystem befindet.

Das aufzubereitende Hauptkühlmittel wird mit der Verdampferspeisepumpe durch einen Ionenaustauscher gefördert, ehe es in die nachgeschaltete Verdampferanlage fließt.

Es wird durch einen brüdenbeheizten Vorwärmer auf ca. 90 °C vorgewärmt und gelangt über ein Zulaufregelventil in die Verdampferkolonne. In den am Unterteil der Verdampferkolonne angeflanschten heizdampfbetriebenen Verdampfer wird der Hauptteil der Lösung verdampft. Die aufsteigenden Brüden durchstömen die Rektifizierkolonne, werden teilweise bereits im Vorwärmer kondensiert und schließlich im Kondensator vollständig niedergeschlagen. Um zu verhindern, daß Dampf mit den freiwerdenden Gasen in das angeschlossene Abgassystem geht, wird das Gas-Dampfgemisch hinter dem Kondensator durch einen Gaskühler geleitet. Dabei wird der noch vorhandene Dampf niedergeschlagen und die Gase auf ca. 50 °C abgekühlt. Das Kondensat gelangt über einen Nachkühler in die Kühlmittellagerung. Ein Teil des Kondensats wird in den Kopf der Verdampferkolonne zurückgeführt. Dieses Rücklaufkondensat tritt mit dem aufsteigenden Brüdendampf in Austausch, wobei die Borsäurekonzentration im Dampf abnimmt und die der herabrieselnden Flüssigkeit zunimmt. Der Brüdendampf verläßt die Säule mit einem Borgehalt von ca. 2 ppm.

Die Borsäurekonzentration im Sumpf der Kolonne wird durch eine Ablaufregelung auf 4 % konstant gehalten. Die abgezogene Borsäure wird in die Borbehälter geleitet.

Der Verdampferanlage kann eine Entgaseranlage nachgeschaltet werden. Das Hauptkühlmittel wird, wenn es ent gast

wird, nach Durchströmen des Vorwärmers und, wenn Zusatzwasser entgast wird, nach Durchströmen des Zusatzwasservorwärmers in den Entgaser geleitet. Das zu entgasende Medium rieselt über Einbauten und wird durch die Füllkörper auf eine möglichst große Oberfläche verteilt. Ein kleiner Teil wird in dem Entgaserverdampfer verdampft und als Trägergas für die abzuziehenden Spaltgase verwendet. In einem Rücklaufkondensator wird der Dampf niedergeschlagen. Die Gase werden nach Trocknung in einem dem Kondensator nachgeschalteten Gaskühler in das Abgassystem abgeführt. Das entgaste Deionat wird mit der Entgaserabziehpumpe in die Kühlmittelspeicher oder ins System "Behandlung radioaktiver Abwässer" gefördert.

#### 2.4.5 Nukleares Zwischenkühlungssystem (Zeichnung Nr. 2.4/5)

##### Aufgabenstellung

Das nukleare Zwischenkühlungssystem hat die Wärmemengen, die an den Kühlstellen verschiedener Hilfs- und Nebenanlagen im Kontrollbereich anfallen, an das Nebenkühlwassersystem abzuführen. Es wirkt dabei als Barriere gegen die Abgabe von Radioaktivität, wenn Leckagen an den nuklearen Kühlstellen auftreten sollten.

##### Auslegungsgrundlagen

Die Auslegung des Nuklearen Zwischenkühlungssystems wird dem Normalbetrieb, allen Phasen des Abfahrens sowie allen Störfällen gerecht. In bezug auf die Notkühlung ist es als Glied der Notkühlkette ebenso redundant ausgelegt wie das Not- und Nachkühlungssystem. Für den Notkühlfall wird die höchste bekannte Nebenkühlwassertemperatur zugrunde gelegt.

Die Höhe der Vorlauftemperatur wird insbesondere durch die Erfordernisse der Lüftungsanlage begrenzt.

Das Druckniveau des Nuklearen Zwischenkühlsystems, welches mit vollentsalztem Wasser gefüllt ist, liegt gegenüber dem Nebenkühlwasser höher. Dadurch können keine Chloride, die austenitische Kühloberflächen gefährden können, vom Nebenkühlwasser in das Zwischenkühlsystem gelangen.

#### Beschreibung

Das Nukleare Zwischenkühlsystem ist in vier separate Stränge unterteilt, von denen zwei nur für die Not-, Nach- und BE-Beckenkühlung und zwei darüber hinaus auch für die übrigen betrieblichen Kühlstellen (Betriebskreisläufe) zur Verfügung stehen. Diese sind durch eine Sammelleitung miteinander verbunden. Dementsprechend sind jedem Strang ein Nachwärmekühler und die sicherheitstechnisch wichtigen Kühlstellen zugeordnet. Die BE-Beckenkühlung erfolgt über einen oder zwei Nachwärmekühler.

Jeder Strang hat einen Nuklearen Zwischenkühler, über den die Wärme an das Nebenkühlwassersystem abgeführt wird, sowie eine oder (in den Betriebskreisläufen) zwei Nukleare Zwischenkühlpumpen.

Bei Eintritt des Schadensfalles wird die Sammelleitung samt den angeschlossenen Kühlstellen automatisch abgetrennt, so daß für die Notkühlung vier völlig getrennte Stränge zur Verfügung stehen. Dadurch wird die redundante Strangaufteilung des Notkühlsystems fortgesetzt.

Bei dieser Schaltung werden insbesondere die Kühlstellen im Reaktorgebäude abgetrennt, so daß eine Beeinträchtigung

des Nuklearen Zwischenkühlsystems durch Folgeschäden ausgeschlossen ist.

Im Notkühlfall werden alle Zwischenkühlpumpen gestartet (sowie sie nicht schon in Betrieb sind), obwohl nur zwei Kühlstränge mit je einer Zwischenkühlpumpe zum sicheren Abfahren der Anlage benötigt werden. Dadurch kann auf Umschaltautomatiken verzichtet werden.

Bei Normalbetrieb werden ein oder zwei Stränge benötigt, abhängig vom Kühlwasserbedarf und von der zulässigen Erwärmung des Nebenkühlwassers. Bei der Nachkühlung sind in der Regel alle Stränge eingeschaltet. Durch die Trennung kann jedoch an einem Strang repariert werden, ohne daß die Nachkühlfähigkeit beeinträchtigt wird.

Von jedem Strang sind eine Pumpe und die sicherheitstechnisch wichtigen Stellantriebe an das Notstromnetz angeschlossen.

Druck- und Volumenschwankungen in jedem Strang werden durch Hochbehälter ausgeglichen, die über Ausgleichsleitungen mit der Atmosphäre verbunden sind. Bei absinkendem Wasserspiegel erfolgt automatisch eine Nachspeisung aus dem Deionatnetz.

Als Korrosionsschutz wird bei Bedarf Hydrazin zugegeben.

Bei jedem Strang wird ein Teilstrom - im Bypass geschaltet - ständig durch Filter gereinigt. Über Aktivitätsmeßstellen wird das Nukleare Zwischenkühlsystem kontinuierlich auf Radioaktivität überwacht.

#### 2.4.6 Beckenreinigungssystem

##### Aufgabenstellung

Das Beckenreinigungssystem hat die Aufgabe, das Beckenwasser zu reinigen, um feste und ionale Verunreinigungen zu entfernen und die Klarsichtigkeit soweit wie möglich auch beim Brennelementwechsel zu erhalten.

##### Auslegungsgrundlage

Die Reinigungsrate ist so ausgelegt, daß der ganze Beckeninhalt mindestens einmal pro Tag die Reinigung durchläuft.

##### Beschreibung

Der Reinigungsstrom, der mit einer der Beckenreinigungspumpen über den Ionenaustauscher gefördert wird, kann wahlweise über die Anschlüsse des nuklearen Nachkühlsystems aus dem BE-Becken (Normalbetrieb) oder bei BE-Wechsel aus dem Reaktorraum entnommen werden.

Die Rückspeisung in das BE-Becken bzw. den Reaktorraum erfolgt über die Rieselleitungen, die die Beckenwände feucht halten. Damit soll das Antrocknen radioaktiver Kolloide an den Beckenwänden und die Aerosolbildung verhindert werden.

2.4.7 Not- und Nachkühlsystem, Beckenkühlsystem  
(Zeichnung Nr. 2.4/6)

2.4.7.1 Aufgabenstellung

In den Brennelementen werden durch den Nachzerfall auch nach der Abschaltung noch erhebliche Wärmemengen freigesetzt, die aus dem Reaktorkern bzw. Brennelementbecken abgeführt werden müssen; dies gilt auch für den Fall eines Kühlmittelverlustunfalls.

Die Nachwärme und die Speicherwärme des Reaktorkühlsystems werden vom Not- und Nachkühlsystem an das Nukleare Zwischenkühlsystem abgeführt.

Im einzelnen sind folgende Aufgaben zu erfüllen:

- Nachkühlung des Kerns beim normalen Abfahren und gegebenenfalls Abkühlen bis nahe Raumtemperatur.
- Flutung und Notkühlung des Kerns während eines Kühlmittelverlustunfalls. Hierbei muß das Not- und Nachkühlsystem alle Kühlmittelverlustunfälle bis zum doppelendigen Bruch der Hauptkühlmittelleitung beherrschen.
- Notnachkühlung im Anschluß an eine Notkühlung.
- Fluten und Entleeren des Reaktorbeckens beim BE-Wechsel.
- Nachkühlen der im Brennelementbecken gelagerten, bestrahlten Elemente.

Not- und Nachkühlung müssen auch im Notstromfall voll verfügbar bleiben.

#### 2.4.7.2 Auslegungsgrundlagen

Die Auslegung des Systems und der Anlagenteile ergibt sich aus den Erfordernissen der einzelnen Schadens- und Betriebsfälle:

##### Auslegungsunfall

Der Auslegungsunfall besteht in der Annahme eines Bruches der Hauptkühlmittelleitung derart, daß sich ein Ausströmquerschnitt gleich dem doppelten Rohrquerschnitt ergibt. Der Druck im Hauptkühlkreislauf sinkt in ca. 15 Sekunden auf den sich einstellenden Ausgleichsdruck des Reaktorgebäudes ab. Dabei entleert sich der Reaktordruckbehälter bis auf ein Restvolumen. Die Brennelemente werden bis zum Wiederbedecken der Kernunterkante durch den ausströmenden Dampf gekühlt.

###### a) Kernflutung durch Druckspeicher

Der Reaktorkern ist so rasch zu fluten, daß die Hüllrohrtemperaturen nicht bis zum Einsetzen einer nennenswerten Zirkon-Wasserreaktion ansteigen, die Notkühlfähigkeit des Kerns erhalten bleibt und Hüllrohrsäden gering gehalten werden.

Infolge der Dampfkühlung nach dem Entleerungsvorgang steigen die Hüllrohrtemperaturen bis auf die durch die Kühlung während der Druckentlastung stark abgesenkte mittlere Brennstabtemperatur an. Durch das Fluten des Reaktorkernes mit boriertem Wasser wird der durch die Nachwärme bedingte weitere Temperaturanstieg abgefangen und der Reaktorkern annähernd auf die Sättigungstemperaturen des Wassers von ca. 140 °C abgekühlt.

Die Druckspeicher speisen bei absinkendem Reaktordruck selbsttätig ein, sobald ihr Treibdruck den Druck des Kühlmediums übersteigt.

b) Kernnotkühlung durch ND-Einspeisung mit den Nachkühlpumpen

Nach der Flutung des Kerns soll die Nachwärme ohne Verdampfungskühlung abgeführt werden. Dabei ist zu berücksichtigen, daß möglicherweise ca. 50 % des Förderstromes einer Nachkühlpumpe durch das Leck in den Reaktorgebäudesumpf abfließen kann, ohne den Kern zu erreichen. Daher eilt der Sumpf in der Kühlung voraus und es bildet sich eine Mischtemperatur, die unter der Siedetemperatur liegt.

c) Notnachkühlung bei Sumpfbetrieb

Nach der Erschöpfung des für die ND-Einspeisung verfügbaren Borwasservorrats ist im Gebäudesumpf ein ausreichender Wasservorrat zusammengelaufen, so daß die weitere Energieabfuhr durch Kühlung und Rückspeisung dieses Wassers erfolgen kann. Diese Umschaltung erfolgt nach ca. 20 Minuten.

Der Sumpfbetrieb bildet die Auslegungsgrundlage für die Kühlkette bis zum Fluß. Die zu Beginn des Sumpfbetriebes anfallende Nachwärme muß auch bei den höchsten auftretenden Flußwassertemperaturen mit zwei arbeitenden Kühlketten, bestehend aus ND-Einspeisesystem, Nuklearem Zwischenkühlungssystem und Nebenkühlwassersystem, sicher abgeführt werden.

Auch in diesem Fall ist berücksichtigt, daß das in die defekte Hauptkühlmittelleitung eingespeiste Wasser zur Kühlung des Kerns nicht zur Verfügung steht.

### Bruch von Anschlußleitungen

Dieser Schadensfall besteht darin, daß eine Anschlußleitung an das Hauptkühlungssystem abreißt.

Die Auslegung der Hochdruck-Sicherheitseinspeisung beruht auf der Forderung, daß beim Abriß der größten Anschlußleitung von der heißen Hauptkühlmittelleitung der Reaktorkern mit Wasser bedeckt bleiben soll. Zu diesem Zweck dienen die Umschaltungen innerhalb der vier HD-Sicherheitseinspeisestränge. Beim Bruch einer der Anschlußleitungen des Kernnot- und Nachkühlungssystems an dem Hauptkühlkreis spricht die Umschaltung des betreffenden Stranges selbsttätig an, sperrt die defekte Einspeiseleitung und öffnet stattdessen eine intakte Einspeiseleitung ohne merkliche Verminderung des Einspeisestromes.

Da der Druck im gesamten System nur langsam absinkt, können die Sicherheitseinspeisepumpen auch gegen höheren Druck einspeisen. Zusätzlich und selbsttätig speisen die Druckspeicher ein, sobald der Hauptkühlmitteldruck unter ihren Treibdruck abgesunken ist.

Die HD-Sicherheitseinspeisung hat die Aufgabe, den Reaktorkessel geflutet zu halten, d.h. die Leckageverluste zu ergänzen. Die Wärmeabfuhr aus dem Kern erfolgt zunächst über die Dampferzeuger. Dazu werden das Hauptspeisewassersystem und im Notstrom- und Notspeisefall das redundant ausgelegte Notspeisesystem benutzt.

Sobald der Druck unter ca. 7 bar abgesunken ist, erfolgt die Umschaltung auf die ND-Einspeisung. Die Wärmeabfuhr übernehmen nun die Nachkühlpumpen und die Nachkühler.

### Normale Nachkühlung

Bei einer Hauptkühlkreislauf-Temperatur von 180 °C und einem Druck von ca. 35 bar geht die Nachkühlung vom Wasser-Dampfkreislauf auf den Nachkühlkreislauf über. Auf diesem Betriebsfall beruht die Auslegung der Anlagenteile und Rohrleitungen des Not- und Nachkühl-systemes in Bezug auf Druck und Temperatur, soweit sie nicht mit dem Druck des Hauptkühlsystems angesetzt sind. Die Abkühlgeschwindigkeit soll zur Vermeidung unzulässiger Spannungen in dickwandigen Bauteilen gewisse temperaturabhängige Werte nicht überschreiten.

Die dabei anfallenden Wärmemengen (Nachwärme und Speicherwärme des Hauptkühlsystems) können mit drei für den Auslegungsunfall ausgelegten Nachkühlstränge abgeführt werden. Ein Nachkühlbetrieb mit nur zwei Nachwärmekühlern bedeutet lediglich ein verzögertes Abfahren, d. h. es ergeben sich nur betriebsmäßige, jedoch keine sicherheitstechnischen Einschränkungen.

### Beckenkühlung

Die Beckenkühlung ist im Not- und Nachkühlsystem integriert.

Das erwärmte Wasser wird unterhalb der Wasseroberfläche aus Überlaufrinnen abgezogen, mittels der Nachkühlpumpen durch die Nachwärmekühler gedrückt und dem Becken wieder zugeführt.

Für die Beckenkühlung gelten folgende Auslegungskriterien: Zur Wärmeabfuhr aus dem Brennelementbecken bei 1/3 Kerneinlagerung genügt ein Strang, bei 1 + 1/3 Kerneinlagerung sind zwei Stränge erforderlich, um das Beckenwasser unter einer vorgegebenen Temperatur zu halten.

### Fluten des Reaktorbeckens

Der Inhalt der Flutbehälter dient betriebsmäßig zum Fluten des Reaktorbeckens bei Stillstand der Anlage.

### Ausfallsicherheit und Redundanz

Wegen der in erster Linie sicherheitstechnischen Funktion des Not- und Nachkühlsystems werden an die Ausfallsicherheit des Systems besonders strenge Maßstäbe angelegt.

Diese Ausfallsicherheit wird erreicht durch die Aufstellung von vier unabhängigen, gleichwertigen Strängen und durch deren regelmäßige Funktionsprüfungen, die jederzeit während des Normalbetriebes der Anlage durchgeführt werden können.

Die Beherrschung eines Schadensfalles setzt die Funktion von folgenden Teilsystemen voraus:

- von vier Druckspeichern mindestens drei (einer speist teilweise in den gebrochenen Strang ein, einer kann sich in Reparatur befinden),
- von vier ND-Einspeisesträngen bzw. Notnachkühlsträngen, bestehend aus Flutbehälter, Nachkühlpumpe, Nachwärmekühler und Sumpfabsaugung mindestens zwei (einer kann durch Versagen einer Komponente ausfallen, ein weiterer kann sich in Reparatur befinden),
- von vier HD-Sicherheitseinspeisesträngen, bestehend aus Flutbehälter, Sicherheitseinspeisepumpe und Auswahlsschaltung, mindestens zwei (einer kann durch Versagen einer Komponente ausfallen, ein zweiter kann sich in Reparatur befinden).

Die Redundanz der Energieversorgung der Not- und Nachkühl-systeme ist durch Netzanschluß einerseits und den Anschluß an die Dieselstromanlage andererseits gegeben. Die vier Dieselaggregate der Notstromanlage sind einzeln und unvermascht den Kühlsträngen des Not- und Nachkühlsystems zugeordnet.

Die Einschaltbefehle für die Auslösung der HD- und ND-Einspeisung werden durch das Reaktorschutzsystem gebildet. Sie gehen auf alle als verfügbar gemeldeten Stränge. Alle gestarteten Stränge bleiben während der Dauer der Betriebsphase eingeschaltet. Dadurch erübrigen sich Auswahl- bzw. Umschaltautomatiken.

#### 2.4.7.3 Systembeschreibung

Das Not- und Nachkühlsystem besteht aus vier unabhängigen gleichwertigen Strängen, die den vier Hauptkühlkreisen zugeordnet sind.

Bei der weiteren Beschreibung des Schaltbildes wird nur auf einen Strang Bezug genommen. Die Erklärung gilt aber analog für die übrigen Stränge.

Der für den Einsatz eines Stranges erforderliche Borwasservorrat ist in zwei miteinander verbundenen Flutbehältern gelagert. Niederdruck- und Hochdruck-Einspeisung sind über Saugleitungen mit diesen Behältern verbunden. Eine weitere, bei Normalbetrieb abgesperrte Saugleitung führt vom Reaktorgebäudesumpf zu den Pumpen.

Das ND-Einspeisesystem besteht neben den beiden Flutbehältern aus der Nachkühlpumpe, dem Nachwärmekühler und der Nachkühlregelstation. Diese Anlagenteile sind im

Ringraum außerhalb der Sicherheitshülle installiert. Innerhalb der Hülle teilt sich der Strang in zwei Leitungen auf, die "heiße" Einspeiseleitung, die an die Hauptkühlmittelleitung zwischen Reaktordruckbehälter und Dampferzeuger anschließt, und die "kalte" Einspeiseleitung, die zwischen Reaktordruckbehälter und Hauptkühlmittelpumpe anschließt. Die Rohrleitungswiderstände beider Leitungen sind etwa gleich, so daß sich der Einspeisestrom im Verhältnis 1:1 auf beide verteilt.

Die vom Druckspeicher kommende Einspeiseleitung gabelt sich ebenfalls auf und schließt an die "heiße" und "kalte" Einspeiseleitung der ND-Einspeisung an.

Die "heiße" Einspeiseleitung und die hiervon abzweigende, auf die Saugseite der Nachkühlpumpen führende Leitung mit einem Kolbenrückschlagventil dienen beim normalen Abfahren der Anlage (Nachkühlbetrieb) als Saugleitung.

Zusätzlich sind zwei Stränge für die normale BE-Beckenkühlung mit dem BE-Becken verbunden.

Zwei Stränge haben einen Anschluß zur Kühlmittelreinigung und Entgasung für den normalen Nachkühlfall. Die HD-Sicherheitseinspeisung besteht im wesentlichen aus der Sicherheitseinssepumpe mit zugehörigen Rohrleitungen und Armaturen und der Umschaltung (mediumgesteuertes Dreiwegventil und Drosseln). Hinter der Umschaltung schließt es an die "heiße" und "kalte" Einspeiseleitung von Druckspeicher und ND-Einspeisung an. Vor der Umschaltung zweigt eine Leitung zur Füllung der Druckspeicher ab. Die Mindestförderstromleitung der Sicherheitseinssepumpe führt in den Flutbehälter zurück.

Von der "heißen" und "kalten" Einspeiseleitung zweigt je ein Prüfanschluß ab. Die Prüfanschlüsse der einzelnen Stränge werden auf kurzer Strecke zu einem Sammelstrang zusammengefaßt, der sich nach der Sicherheitshüllendurchführung im Hilfsanlagengebäude wieder in vier Einzelstränge aufteilt, die zu den Flutbehältern führen.

#### Beckenkühlung

Bei der Beckenkühlung wird der betreffende Strang von seinen Flutbehältern getrennt. Über Brennelementbecken, Nachkühlpumpe und Nachwärmekühler ist so ein geschlossener Kreislauf geschaltet.

Das BE-Becken ist mit boriertem Deionat gefüllt, das die für BE-Wechsel vorgesehene Konzentration (2200 ppm Bor) besitzt. Die BE-Anordnung kann aber auch ohne Borzusatz nicht kritisch werden.

Die Elemente sind so hoch mit Wasser überdeckt, daß die Strahlenbelastung am Rand des BE-Beckens unter den zulässigen Werten bleibt. Die Anschlüsse sind so angeordnet, daß bei einem Leck im Rohrleitungssystem noch eine Mindestüberdeckung erhalten bleibt. Durch eine offene, an die Einspeiseleitung angeschlossene Belüftungsleitung wird verhindert, daß bei einem Bruch dieser Rohrleitung das Becken durch Heberwirkung leerläuft. Wasserverlust durch Verdunstung wird durch Deionatzuspeisung ergänzt.

#### Fluten und Entleeren des Reaktorbeckens

Vor dem Brennelementwechsel wird das in den Flutbehältern gelagerte borierte Wasser mit Hilfe der Nachkühlpumpen über die Hauptkühlkreise bei geöffnetem Reaktordruckbehälter in den Reaktorraum und den Abstellplatz für das Kerngerüst gepumpt. Die Entleerung des Reaktorraumes in die Flutbehälter erfolgt über die Beckenreinigung des Beckenreinigungssystems.

Das Borwasser für die Flutbehälter und auch für die Druckspeicher wird im Chemikalieneinspeisesystem mit der geforderten Borkonzentration angesetzt und in die Behälter gepumpt. Zur Entleerung der Flutbehälter sind Anschlüsse an die Kühlmittelspeicher und zur Abgabeleitung zum Fluß vorgesehen.

#### Anordnung und Aufstellung

Dampferzeuger und Hauptkühlmittelpumpe eines Hauptkühlkreises, d.h. heißer und kalter Teil, sind in Höhe der Hauptkühlmittelleitung durch Betonscheiben getrennt; ähnlich sind die einzelnen Hauptkühlkreise voneinander getrennt. Die Einspeiseleitungen sind so geführt, daß Überkreuzungen einer heißen Einspeiseleitung mit einer kalten Hauptkühlmittelleitung und umgekehrt vermieden wird; weiterhin sind die Einspeiseleitungen durch Betonwände oder Platten geschützt. Dadurch können Folgeschäden an den Einspeiseleitungen nur vom Bruch der zugehörigen heißen oder kalten Hauptkühlmittelleitung ausgelöst werden.

Die Rückschlagarmaturen der Anschlußleitungen werden möglichst nahe an die Anschlußstutzen gelegt. Ein Bruch jenseits der Rückschlagarmaturen führt nicht mehr zum Kühlmittelverlustunfall.

Die Motorarmaturen in den heißen Einspeiseleitungen, die bei Normalbetrieb offen stehen und deshalb im Schadensfall nicht betätigt werden, sowie die Absperrventile der Nachkühl-Saugleitungen, die nur eine bedingte Sicherheitsfunktion haben, sind in der durch eine dicke Betonwand geschützten Armaturenkammer untergebracht. Die Druckspeicher mit ihren Armaturen sind außerhalb des dicken Schutzzylinders aufgestellt. Mechanische Folgeschäden (z.B. durch Trümmer oder Splitter oder durch abgerissene Rohrleitungen) sind bei diesen Anlagenteilen auszuschließen.

Alle "aktiven" Anlagenteile sowie die Flutbehälter sind außerhalb der Sicherheitshülle im Ringraum untergebracht.

#### Prüfmöglichkeiten

##### a) Periodische Funktionsprüfungen bei Normalbetrieb

Über die Prüfanschlüsse können während des Normalbetriebes alle Pumpen und Einspeiseleitungen bis vor die letzten Rückschlagventile zum Reaktorkühlsystem geprüft werden. Dabei können Durchsätze, Drücke, Armaturenstellungen und die Funktion der Rückschlagventile und der Auswahlsschaltung kontrolliert werden.

Die Armaturen in den Einspeiseleitungen der Druckspeicher werden geprüft, indem Prüfarmaturen geöffnet werden. Durch diese Vortäuschung eines Lecks muß das funktionstüchtige Ventils sofort öffnen, was durch eine Durchsatzmessung auf der Warte sichtbar ist. Während der Funktionsprüfung der übrigen Anlagenteile muß die Druckspeicherleitung des betreffenden Stranges abgesperrt werden.

Bei der Prüfung der Nachkühlpumpen und Sicherheitseinspeisepumpen entsteht bei richtiger Stellung aller Motorventile und Funktion aller Rückschlagventile in den Einspeisesträngen ein geschlossener Kreislauf. Die Pumpen saugen aus den Flutbehältern an und speisen wieder dahin zurück.

Zur Prüfung der Umschaltung in der HD-Einspeiseleitung wird nur ein Prüfanschluß geöffnet und die Sicherheits einspeisepumpe eingeschaltet. Die sich dadurch hinter den Drosseln einstellende Druckdifferenz muß eine Umschaltung des Ventils derart bewirken, daß der durchflossene Strang gesperrt wird.

Die Funktion der Ventile in der Sumpfleitung kann geprüft werden, nachdem die Flutbehältersaugleitung abgesperrt ist.

Darüberhinaus können sämtliche Signale aus dem Reaktorschutzsystem simuliert und die Schalthandlungen überprüft werden.

b) Funktionsprüfungen während des Brennelementwechsels

Alle vier Nachkühlstränge werden beim Nachkühlbetrieb, also mindestens einmal jährlich, zwangsläufig geprüft. Dabei werden auch die letzten Rückschlagventile vor dem Reaktorkühlsystem erfaßt. Ferner kann nach Öffnung des Reaktordruckbehälterdeckels die ganze HD- und ND-Einspeisung nachgebildet werden.

c) Dichtheitsprüfungen am Not- und Nachkühlkreislauf

Soweit die Nachkühl- bzw. ND-Einspeisestränge im Ringraum aufgestellt sind, werden an sie ähnliche Dichtheitsforderungen gestellt, wie an die Sicherheitshülle, da in ihnen im Schadensfall radioaktives Wasser durch den Ringraum gefördert wird.

Trotz der praktisch leckdichten Ausführung sollen regelmäßige Dichtheitsinspektionen beim Not- und Nachkühl-system vorzugsweise unter Druck durchgeführt werden (zu Beginn des Nachkühlbetriebes), wobei die Dichtheit der doppelten Gleitringdichtungen an den Pumpen und die Dichtheit der Faltenbälge an den Armaturen geprüft werden.

#### d) Probeentnahme

Zur Prüfung der Borkonzentration in den Flutbehältern und in den Druckspeichern sind Probeentnahmestutzen vorgesehen. Mit den Beckenreinigungspumpen kann das Wasser in den Flutbehältern bei Bedarf umgewälzt werden (z.B. vor der Probeentnahme).

#### 2.4.8 Leckabsaugesystem (Zeichnung Nr. 2.4/8)

##### Aufgabenstellung

Das Leckabsaugesystem hat die Aufgabe, während eines GaU auftretende Leckagen an Sicherheitshüllendurchführungen zu erfassen und in die Sicherheitshülle zurückzupumpen. Eine Abgabe radioaktiver Stoffe aufgrund von Undichtigkeiten der Sicherheitshülle soll dadurch vermindert werden.

##### Auslegung

Die der Auslegung zugrunde gelegte Leckrate ist der Gasmasse innerhalb der Sicherheitshülle proportional und beträgt maximal 0,25 Gew.-%/ $\text{d}$ . Da im Leckabsaugesystem ein Unterdruck gegenüber der Ringraumathmosphäre gehalten wird, wird als Sicherheitszuschlag **mit** einer Ringraumleckage von max.  $10 \text{ m}^3/\text{h}$  gerechnet, die ebenfalls in die Sicherheitshülle gepumpt wird.

##### Beschreibung

Leckagen können vornehmlich dort auftreten, wo Dichtflächen auf- und zugefahren werden. Das trifft in erster Linie für alle Schleusentore zu, bei denen der Ringspalt zwischen

den Doppeldichtungen abgesaugt wird. Außerdem sind die Räume zwischen den geflanschten Lüftungsklappen, die Dichtflächen am Montagator und alle die geschweißten Sicherheitshüllendurchführungen, die einer wechselnden Druck- und Temperaturbeanspruchung ausgesetzt sind, an das Leckabsaugesystem angeschlossen. Rohrdurchführungen werden abgesaugt, wenn die Betriebstemperatur über 120 °C liegt.

Das gesamte Leckabsaugesystem wird als Teil der Sicherheitshülle angesehen. Um die Funktionssicherheit zu gewährleisten, besteht das Leckabsaugesystem aus zwei parallelen, voneinander unabhängigen Pumpensträngen, die im Falle eines GaU beide gestartet werden. Dadurch erübrigt sich im Falle des Versagens eines Kompressors eine Auswahlautomatik.

Die Förderhöhe der Kompressoren wird zum Schutze der Sicherheitshülle auf ihren Auslegungsdruck durch Sicherheitsventile begrenzt.

Mit einer Durchflußmessung in der Druckleitung kann die Leckage ermittelt werden. Durch gezieltes Schließen der in der Bereitschaftsstellung geöffneten Magnetventile können die verschiedenen Sicherheitshüllendurchführungen angesteuert und daher das System zur Leckratenüberprüfung der Sicherheitshülle herangezogen werden.

2.4.9 Nukleare Lüftungsanlagen  
(Zeichnung Nr. 2.4/7)

Aufgabenstellung

Die Aufgabenstellung der lufttechnischen Anlagen des Kontrollbereiches lässt sich folgendermaßen zusammenfassen:

- Einhaltung vorgegebener Raumlufttemperaturen und Feuchtigkeiten
- Einhaltung vorgegebener Unterdrücke und gerichteter Strömungen,
- Abbau evtl. in der Raumluft enthaltener Aktivität und Begrenzung der Aktivitätsabgabe am Kamin.

Die lufttechnischen Anlagen dienen damit zum Schutze des Personals vor Strahlenbelastung durch evtl. radioaktiv verunreinigter Luft und zur Begrenzung der Abgabe von radioaktiven Stoffen mit der Fortluft am Kamin an die Kraftwerksumgebung.

Auslegungsgrundlagen

Der gesamte Kontrollbereich ist lufttechnisch folgendermaßen gegliedert:

Reaktorgebäude

a) Sicherheitshülle

Anlagenräume

bedingt begehbarer Räume

Betriebsräume

b) Ringraum

**Reaktorhilfsanlagengebäude**

klimatisierte Räume

Sozialräume

Anlagenräume

Das Hilfsanlagengebäude, die Betriebsräume und der Ringraum des Reaktorgebäudes sind mit wenigen Ausnahmen uneingeschränkt begehbar. Die bedingt begehbar Räume des Reaktorgebäudes können bei Normalbetrieb einzeln gespült und anschließend begangen werden. Die Anlagenräume des Reaktorgebäudes können bei Normalbetrieb nicht betreten werden; bei abgeschaltetem Reaktor können sie gespült und begangen werden.

Die untere Grenze der Raumlufttemperaturen beträgt in allen Räumen + 15 °C, in den Labor-, Meß- und klimatisierten Räumen des Reaktorhilfsanlagengebäudes + 20 °C.

Die obere Grenze beträgt in den Anlagenräumen des Reaktorgebäudes im Mittel + 50 °C, in den bedingt begehbar Räumen, den Betriebs- und Ringräumen des Reaktorgebäudes und im Reaktorhilfsanlagengebäude + 35 °C, in den Sozial- und klimatisierten Räumen + 26 °C.

Die relative Luftfeuchtigkeit beträgt in den klimatisierten Räumen des Reaktorhilfsanlagengebäudes 40 - 60 %. In den verschiedenen Raumgruppen werden folgende Unter-

drücke gegenüber Atmosphärendruck eingehalten:

**Reaktorgebäude**

Anlagenräume	- 3,0 mbar
bedingt begehbar	
Räume	- 2,5 mbar
Betriebsräume	- 2,0 mbar
Ringraum	- 1,0 mbar
Reaktorhilfsanlagenge- bäude	- 0,5 mbar

Im Ringraum und Reaktorhilfsanlagengebäude wird der Unterdruck durch Regelung der Zuluftmenge bei konstantem Abluftdurchsatz gehalten. Aus den Anlagenräumen und bedingt begehbar Räumen wird soviel Luft abgesaugt, daß sich der gewünschte Unterdruck einstellt.

Die abgesaugte Luft strömt als Leckage aus den Betriebsräumen nach, denen sie durch die Zuluftanlage zugeführt wird. Die Menge wird durch eine Druckregelung eingestellt. Dadurch wird der Unterdruck bzw. das Druckgefälle eingehalten. Durch die gestaffelten Unterdrücke ist sichergestellt, daß ständig eine gerichtete Luftströmung von weniger aktiven zu stärker aktiven Räumen besteht.

Die evtl. in Räumen vorhandenen aktiven Aerosole und Gase werden entweder durch Filterung oder durch Luftaus tausch abgeführt.

Bei Normalbetrieb werden der Sicherheitshülle nur ca.  $0,278 \text{ m}^3/\text{s}$  Luft zugeführt. Die Luft strömt als Leckage in die Anlagenräume und wird von dort durch die Unter-

druckhaltung abgesaugt. Aus dieser geringen Zu- und Abluftmenge bei Normalbetrieb ergeben sich sehr kleine Querschnitte der Luftkanaldurchtritte durch die Sicherheitshülle.

Weiterhin wird durch die geringe Abluftmenge aus den Anlagenräumen die Aktivitätsabgabe sehr niedrig gehalten. Die in den verschiedenen Räumen anfallenden Wärmemengen werden durch Umluftkühlung abgeführt.

Bei einem Druckanstieg in der Sicherheitshülle oder einem Aktivitätsanstieg in der Abluft aus der Sicherheitshülle über die zulässigen Grenzen hinaus werden die Luftkanaldurchtritte durch zwei hintereinanderliegende Schnellschlußklappen in etwa 3 s geschlossen.

Außerdem wird der Zu- und Abluftstrang zum Ringraum durch je zwei hintereinanderliegende Luftklappen geschlossen. Die Unterdruckhaltung übernimmt eine eigens dafür bestimmte Anlage mit Schwebstoff- und Aktivkohlefiltern.

Alle Teile der lufttechnischen Anlagen, deren Ausfall angenommen werden kann und deren vollständiges oder teilweises Versagen die Sicherheit der Gesamtanlage beeinträchtigen kann, sind zwei- bzw. dreifach vorhanden. Alle sicherheitstechnisch wichtigen Antriebe und Steuerungen sind notstromversorgt.

#### Ausführung und Funktionsbeschreibung

Folgende wesentliche Lüftungsanlagen sind vorgesehen:

Die nachfolgenden Positionen werden im Text als Kurz-

beschreibung der aufgeführten Systeme verwendet.

1. Zuluftanlage gemeinsam für
  - das Reaktorhilfsanlagengebäude
  - den Ringraum
  - die Sicherheitshülle bei Normalbetrieb
  - die Sicherheitshülle bei Spülbetrieb
2. Abluftanlage gemeinsam für
  - das Reaktorhilfsanlagengebäude
  - den Ringraum
  - die Sicherheitshülle bei Spülbetrieb
3. Umluftanlage zur Kühlung der Anlagenräume des Reaktorgebäudes und des Primärschildes.
4. Umluftanlagen zur Kühlung der bedingt begehbarer Anlagenräume
5. Umluftanlagen zur Kühlung der Betriebsräume
6. Umluftfilter für die Anlagenräume
7. Umluftfilter für die Betriebsräume
8. Umluftanlagen zur Kühlung von Teilbereichen des Ringraumes
9. Unterdruckhaltung für die Sicherheitshülle (Normalbetrieb)
10. Ringraumabsaugung
11. Anlage zur Messung der Abluftaktivität

**Zuluftanlage (Pos. 1):**

Durch die Zuluftanlage wird der gesamte Kontrollbereich mit erwärmer bzw. gekühlter und gefilterter Frischluft versorgt. Bei Reaktorstillstand fördert die Zuluftanlage über einen eigenen Spülstrang die Spülluft in die Sicherheitshülle.

Zwei Zuluftventilatoren sind für je 100 % der Gesamtzuluftmenge ausgelegt. Die Umschaltung auf den Reserveventilator geschieht automatisch. Nach dem Zuluftfilter wird die Frischluft auf einzelne Stränge für die verschiedenen Raumgruppen aufgeteilt. Es wird ein Unterdruck gegenüber Atmosphäre in allen Räumen sichergestellt. Der Zuluftkanal für die Sicherheitshülle hat zwei in Reihe geschaltete Schnellschlußklappen mit einer Schließzeit von etwa 3 s.

Der Zuluftkanal für den Ringraum erhält zwei in Reihe geschaltete Luftklappen, die bei einem Lüftungsabschluß der Sicherheitshülle ebenfalls geschlossen werden.

Der SpülLuftkanal für die Sicherheitshülle ist bei Reaktornormalbetrieb ständig durch zwei in Reihe geschaltete Luftklappen geschlossen.

Die Dichtheit aller dieser Klappen kann im eingebauten Zustand kontrolliert werden.

**Abluftanlage (Pos. 2):**

Die Abluft des Reaktorhilfsanlagengebäudes und Ringraumes wird einer gemeinsamen Abluftanlage zugeführt, die aus drei Ventilatoren mit einer Leistung von je 50 % der Gesamtaufnahme besteht.

Die Umschaltung auf einen Reserveventilator erfolgt automatisch. Zwei Ventilatoren sind an das Notstromnetz angeschlossen.

Der Abluftkanal für den Ringraum erhält wie der Zuluftkanal zwei in Reihe geschaltete Luftklappen, die bei einem Lüftungsabschluß der Sicherheitshülle ebenfalls geschlossen werden.

Die Abluft am Kamin wird auf ihre spezifische Aktivität überwacht. ( siehe Pos. 11 )

Der Spülablufikanal der Sicherheitshülle mündet ebenfalls in den Sammelkanal der Abluftanlage. Das Spülen der Sicherheitshülle mit Frischluft kann auf mehrfache Weise erfolgen:

a) Spülen der Anlagenräume

Die den Betriebsräumen zugeführte SpülLuft strömt durch eine geöffnete Luftklappe in die Anlagenräume und wird aus diesen über die parallel geschalteten Umluftfilter der Anlagenräume Pos. 6 und der Betriebsräume Pos. 7 abgegeben. Dabei wird die Aktivitätsabgabe aus der Sicherheitshülle auch bei Spülung auf ein Minimum reduziert.

b) Spülen der bedingt begehbarer Räume

Diese können bei Normalbetrieb einzeln dadurch gespült werden, indem Klappen zum Betriebsraum hin geöffnet werden. Dadurch strömt eine größere Luftmenge durch diesen Raum. Soll einer dieser Räume bei Normalbetrieb begangen werden, so wird eine Klappe zum Betriebsraum hin geöffnet und Spülluft aus diesem abgesaugt und über die Unterdruckhaltung (Pos. 9) zum Kamin gefördert. So ist es möglich, jeden Raum einzeln zu spülen.

Umluftanlage der Anlagenräume (Pos. 3):

In den weitgehend luftdicht von den Betriebsräumen getrennten Anlagenräumen des Reaktorgebäudes wird die an die Raumluft abgegebene Wärme durch die Umluftanlage abgeführt. Die Anlage ist mit vier Ventilatoren, denen je ein Kühler zugeordnet ist, ausgerüstet mit einer Leistung von je 50 % der erforderlichen Gesamtumluftmenge. Die Umschaltung der Reserveventilatoren erfolgt automatisch. Die Anlage ist an das Notstromnetz angeschlossen.

Ein Teil der Umluftmenge wird dem Primärschild zugeführt.

Umluftanlagen für die bedingt begehbaren Räume (Pos. 4):

Alle bedingt begehbaren Räume des Reaktorgebäudes, in denen Wärme an die Raumluft abgegeben wird, erhalten zur Kühlung eine Umluftanlage, bestehend aus je einem Ventilator mit dazugehörigem Kühler.

**Umluftanlagen für die Betriebsräume (Pos. 5):**

Zur Kühlung der Betriebsräume des Reaktorgebäudes sind in diesen verteilt Umluftanlagen, bestehend aus je einem Ventilator mit dazugehörigem Kühler, aufgestellt.

**Umluftfilter für die Anlagenräume (Pos. 6):**

Im Bypass zur Umluftanlage wird ein Teilstrom der Umluft über einen Filtersatz geleitet.

Der Filtersatz besteht aus Schwebstoff- und Aktivkohlefilter, die die Aerosol- und Jodaktivität der Anlagenraumluft reduzieren. Zum Filterwechsel werden luftdichte Klappen vor und hinter dem Filter geschlossen. Durch den Einbau einer Differenzdruckanzeige kann die Filterverschmutzung festgestellt werden.

Bevor die Anlagenräume bei Reaktorstillstand begangen werden dürfen, werden sie, soweit erforderlich, in der vorhin beschriebenen Weise gespült.

**Umluftfilter für die Betriebsräume (Pos. 7):**

Zur Reduzierung evtl. Aerosol- und Jodaktivität in den Betriebsräumen ist eine Umluftanlage, bestehend aus einem Ventilator und einem Filtersatz mit Schwebstoff- und Aktivkohlefiltern, vorgesehen. Für die Filter gilt sinngemäß das unter Pos. 6 gesagte.

Die Umluftfilteranlage kann folgendermaßen eingesetzt werden:

**zur Reduzierung evtl. Aktivitäten in der Betriebsraum-**

luft; dazu wird Luft aus den Betriebsräumen angesaugt und gefiltert wieder in diese ausgeblasen.

- zur örtlichen Absaugung; dazu kann z. B. bei Normalbetrieb um eine Leckstelle ein Zelt gebaut und abgesaugt werden. Dadurch wird vermieden, daß freiwerdende Aktivität in die Betriebsräume verschleppt wird.
- für den Spülbetrieb; dazu wird diese Umluftfilteranlage - wie unter Pos. 2 und 6 beschrieben - mit dem Filterbypass der Umluftanlage Pos. 3 parallel geschaltet. Die SpülLuft strömt dann über die Betriebsräume in die Anlagenräume und über die Filtersätze in die Abluftanlage Pos. 2 zum Kamin. Dadurch wird nicht nur die Aktivitätsabgabe auf ein Minimum begrenzt, sondern auch deren Ausbreitung in die Betriebsräume verhindert. Wenn z.B. beim Öffnen des Primärkühlkreises Aktivität in die Anlagenräume austreten sollte, so bleibt sie auf diese beschränkt, weil die Anlagenräume mit Ausnahme des Reaktorbeckens nicht mit den Betriebsräumen verbunden werden und damit weiterhin ein Druckgefälle zwischen diesen Raumgruppen aufrechterhalten wird.

#### Umluftanlagen für den Ringraum (Pos. 8):

Im Normalbetrieb wird der Ringraum des Reaktorgebäudes durch die Zuluftanlage Pos. 1 und Abluftanlage Pos. 2 be- und entlüftet.

Bei einem Reaktorschadensfall ist der Ringraum von der Zu- und Abluftanlage getrennt. Um in sicherheitstechnisch wichtigen Räumen auch in diesem Fall den Temperaturan-

stieg zu begrenzen, wird die von den Geräten abgegebene Wärme von Umluftanlagen abgeführt. Die Anlagen bestehen aus je einem Ventilator und einem Kühler. Die Ventilatoren sind an das Notstromnetz angeschlossen. Für den oberen Ringraum ist zur Verhinderung von Schwitzwasserbildung eine Umluftanlage vorgesehen.

Unterdruckhaltung für die Sicherheitshülle (Pos. 9):

Der Unterdruck in der Sicherheitshülle wird bei Normalbetrieb durch diese Anlage gehalten. Sie besteht aus drei Ventilatoren und zwei Filtersätzen. Bei Ausfall der in Betrieb befindlichen Anlage schaltet sich die in Reserve stehende Anlage automatisch ein. Die Anlagen sind an das Notstromnetz angeschlossen.

Die Filtersätze bestehen aus Schwebstoff- und Aktivkohlefiltern. Für die Filter gilt sinngemäß das unter Pos. 6 gesagte. Die abgesaugte und gefilterte Luft wird nach Verdünnung mit der übrigen Abluft aller Gebäude über den Kamin abgegeben. Der Abluftkanal aus der Sicherheitshülle erhält zwei in Reihe geschaltete Schnellschlußklappen (siehe Zuluftkanal) Pos. 1.

Die Reserveanlage wird zur Erhöhung der SpülLuftmenge herangezogen, wenn einer der bedingt begehbar Räume betreten werden soll. Dazu wird ein Blindflansch zum Betriebsraum hin geöffnet. Da der Unterdruck im zu spülenden Raum infolge der Regelung gleich bleibt, strömt eine größere Luftmenge durch diesen.

**Ringraumabsaugung (Pos. 10):**

Da bei einem Reaktorschadensfall mit Überdruck im Sicherheitsbehälter geringe Leckagen in den Ringraum gelangen können, soll ein Unterdruck aufrechterhalten werden. Da die abgesaugte Luftmenge nicht ungefiltert am Kamin abgegeben werden darf, wird der Zu- und Abluftkanal durch je zwei in Reihe geschaltete Luftklappen geschlossen. Die Unterdruckhaltung und Absaugung wird von einer eigens dafür bestimmten Anlage übernommen. Die Anlage besteht aus zwei Ventilatoren und einem Filtersatz. Beide Ventilatoren sind für die Gesamtluftmenge ausgelegt. Die Ein- bzw. Umschaltung geschieht automatisch bei Lüftungsabschluß des Sicherheitsbehälters. Die Anlagen sind an das Notstromnetz angeschlossen.

Der Filtersatz besteht aus Schwebstoff- und Aktivkohlefiltern. Der Nachweis, daß die Aktivkohle den geforderten Abscheidegrad bei Schadensfallbedingungen hat, wird durch einen Laborversuch erbracht. Zusätzlich wird noch in einem Vor-Ort-Test der Gesamtwirkungsgrad des Aktivkohlefiltersatzes nachgewiesen. Im übrigen gilt sinngemäß das unter Pos. 6 gesagte. Die abgesaugte Luft wird nach Verdünnung mit der übrigen Abluft über den Kamin abgegeben.

**Anlage zur Messung der Abluftaktivität (Pos. 11):**

Mit dieser Anlage werden aus der Abluft der Betriebs-, der Anlagen- und der bedingt begehbar Räume des Reaktorgebäudes, des Hilfsanlagengebäudes, des Ringraumes und aus der

Fortluft im Kamin Teilströme abgesaugt und den Aktivitätsmeßstellen zugeführt. Die Abluft der einzelnen Aktivitätsmeßstellen wird in die Anlage Unterdruckhaltung Pos. 9 abgegeben. Es sind zwei Ventilatoren zu je 100 % Leistung installiert. Bei Ausfall des in Betrieb befindlichen Ventilators schaltet sich der in Reserve stehende Ventilator automatisch ein. Die Ventilatoren sind an das Notstromnetz angeschlossen.

Für die Erfassung der Aktivitäten werden Geräte vorgesehen für:

- Aerosolaktivität
- Jodaktivität
- Edelgasaktivität

In Verbindung mit der vorhandenen Luftmengenmessung wird damit auch die Gesamtaktivitätsabgabe in die Atmosphäre kontrolliert.

2.4.10      Probenahmesystem  
(Zeichnung Nr. 2.4/10)

Das Probenahmesystem dient zur Überwachung der Wasserqualität des Hauptkühlmittels und der damit in Verbindung stehenden Systeme; ferner werden Gase aus verschiedenen Behältern und Kreisläufen chemisch und radiochemisch untersucht.

**Wasserproben:**

Die wichtigsten Wasserproben werden zentral im Labor über eine bleigeschützte Probenbox entnommen. Außerdem gibt es noch einige örtliche Entnahmestellen.

In die zentrale Probebox werden Proben aus folgenden Systemen geleitet:

- Reaktorkühlsystem,
- Nachkühlsystem,
- Druckhalter,
- Volumenregelsystem.

Die Proben des Hauptkühlkreises und Nachkühlsystems sowie des Druckhalters und Volumenregelsystems werden jeweils zusammengefaßt durch einen Kühler geleitet und auf Entnahmetemperatur abgekühlt. Anschließend werden die Proben über eine Reduzierstation geführt, um den Druck abzubauen. Die Durchflußmenge wird von Hand eingestellt.

Der Ablauf der Gefäße führt über eine Sammelschiene in einen Probensammelbehälter und von dort in das Volumenregelsystem vor die Kühlmittelreinigung.

**Kontinuierliche Messungen:**

Kontinuierlich gemessen und registriert werden der Borsäuregehalt im Reaktorkühlkreislauf oder Nachkühlsystem und der Sauerstoffgehalt im Reaktorkühlkreislauf oder Nachkühlsystem oder Druckbehälter.

Um ein störendes Ausgasen von Stickstoff oder Wasserstoff im Borsäure Meßgerät zu vermeiden, wird die Probe vorher mit einer Membranpumpe in einen Entgaser geleitet, wo sie durch Versprühen und Unterdruck ent gast wird. Die Probe wird in regelmäßigen Abständen vollautomatisch titriert.

**Messung des Gasgehaltes im Hauptkühlmittel**

Von den Probenleitungen des Hauptkühlkreises und des Druckhalters zweigen hinter der Druckreduzierung jeweils ein Strang zu einem Durchlaufgefäß ab.

Durch ein Entgasungssystem mit Umwälzung, das an einem Gaschromatographen angeschlossen ist, besteht die Möglichkeit, die gelösten Gase im Kühlmittel chemisch zu erfassen. Das Entgasungs- und Entnahmesystem befindet sich ebenfalls in der bleigeschützten Probenbox.

**Örtliche Probenahme:**

Für Systeme, aus denen nur gelegentlich Proben entnommen

werden, sind örtliche Probenboxen vorgesehen. Die Boxen bestehen aus einem gasdichten Kunststoffgehäuse mit einer Absaugevorrichtung. Je nach Art der Probe befinden sich in der Box Durchlaufentnahmegeräße mit Stickstoffbegasung.

Proben werden entnommen aus:

- der Kühlmittelreinigung
- der Kühlmittelaufbereitung
- der Abwasserreinigung
- den Kühlmittelspeichern

Gasproben:

Zur Gasprobenentnahme ist eine Probenahmebox und eine Reihe von Gasanschlüssen mit Schnellkupplung für Gasmäuse vorgesehen.

Jede Probenahme hat neben der Entnahmeeleitung eine Rückführung, damit das gasförmige Probemedium wieder in das System, bzw. im Falle der Gasprobenahmen ( $p = 1$  bar)

hinter Regeneriergaskühler

" Geltrockner

" Verzögerungsbett Nr. 1

" Verzögerungsstrecke

zur Abgasreduzierstation zurückgeführt wird.

Aus dem Volumenausgleichsbehälter wird die Gasprobe mittels Pumpe herausgesaugt und in denselben wieder zurückgeführt. Es handelt sich hierbei im wesentlichen um folgende Entnahmestellen:

Kühlmittelspeicher  
Entwässerungsbehälter  
Druckhalter-Abblasetank

Der Inhalt der Gasraus wird mit dem Labogaschromatographen analysiert.

2.4.11 Anlagenentwässerung  
(Zeichnung Nr. 2.4/13)

Die Anlagenentwässerung hat die Aufgabe, Anlagenkomponenten, die radioaktives Wasser führen, zu entwässern und zu be- oder entlüften. Über demontierbare Anschlüsse (bei Reparaturentwässerungen) bzw. über feste Anschlüsse (bei Betriebsentwässerungen) ist die Anlagenentwässerung mit den Hauptkühlmittel führenden Systemen verbunden. Es handelt sich um folgende Fälle:

- Aufnahme der ständigen Sperrwasserleckagen von den ND-Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen
- Betriebsentwässerung von Hauptkühlmittel führenden Komponenten
- Stopfbuchs-Zwischenabsaugung von HD-Armaturen
- Aufnahme möglicher Leckagen der Reaktordeckeldichtung
- Entwässerung und Entlüfung von Hauptkühlmittel führenden Komponenten bei Inbetriebsetzung oder Reparatur
- Sammlung des anfallenden Wasser und Förderung über ein Filter zur Kühlmittellagerung und - aufbereitung.

Die Anlagenentwässerung ist nach Gebäudeabschnitten unterteilt. Die Einzelsysteme arbeiten voneinander unabhängig. In den Bereichen des Reaktor- und des Hilfsanlagengebäudes besteht eine Überlaufleitung zum zweiten Behälter. Im Fall einer Pumpenstörung oder Überspeisung eines Behälters kann das anfallende Wasser wechselseitig auf den anderen Behälter übergeleitet werden.

In der Sicherheitshülle fallen während des Betriebes der Hauptkühlmittelpumpen an der Niederdruckseite der Gleitringdichtung ständig Sperrwasserleckagen an. Diese werden zusammen mit dem unregelmäßig abgegebenen Wasser aus dem Druckhalterabblasebehälter und den Leckagen vom Reaktordeckel aus der Sicherheitshülle herausgeführt und in die

Entwässerungsbehälter geleitet, die außerhalb der Sicherheitshülle im Ringraum stehen. Fest angeschlossen sind außerdem die Leckabsaugeleitungen der mit Hauptkühlmitteldruck beaufschlagten Stopfbuchsarmaturen. Da es sich hier um heißes Hauptkühlmittel handeln kann, wird das Wasser in einem Kondensator auf unter 100 °C abgekühlt.

Die Restentwässerungsarmaturen der einzelnen Reaktorkühl-systemkomponenten werden in zwei gesonderten Räumen zusammengeführt und können dort über eine Schlauchverbindung an einen Entwässerungssammelstrang angeschlossen werden. Im Normalfall sind diese Entwässerungen von der Anlagenentwässerung getrennt und die Verschraubungen mit Blindstopfen verschlossen. Alle Leitungen sind entsprechend ihrer Auslegung voneinander getrennt.

Für die Be- und Entlüftung von Reaktorkühlsystemkomponenten bei Außer- und Inbetriebnahme ist ein Entlüftungsbehälter vorgesehen, der im oberen Bereich des Reaktorgebäudes untergebracht ist. Der Entlüftungsvorgang erfolgt wie bei der Entwässerung über demontierbare Schläuche.

Im Hilfsanlagengebäude ist das System in zwei Bereiche unterteilt, da alle Leitungen mit Gefälle verlegt sein müssen, die Bedienungsgänge jedoch nicht gekreuzt werden dürfen. Es besteht wie im Reaktorgebäude eine zulaufseitige Verbindung der beiden Behälter. Außer den festen Anschlüssen vom Abgassystem und der Kühlmittelreinigung sind alle übrigen Anschlüsse mit Armaturen und Verschraubungen ausgeführt. Diese Entwässerungen werden über Schlauchverbindungen durchgeführt.

Das in den Entwässerungsbehältern anfallende Wasser wird von Tauchpumpen über eine Sammelschiene einem Feinfilter zugeführt, das sich im Hilfsanlagengebäude in der Filterwechselkammer befindet. Von dort gelangt das Wasser zur Kühlmittellagerung und - aufbereitung.

Die Ausführung der Entwässe rungsbehälter und der mit Spaltrohrmotor ausgerüsteten Tauchpumpen ist gleich, um eine volle Austauschmöglichkeit zu erzielen und die Ersatzteil lagerung zu vereinfachen.

#### 2.4.12 Systeme zur Aufbereitung und Lagerung radioaktiver Abfälle

##### 2.4.12.1 Abwasserbehandlung (Zeichnung Nr. 2.4/11)

Die Anlage zur Aufbereitung radioaktiver Abwässer hat die Aufgabe, auf sichere Weise die im Kontrollbereich des Kraftwerkes anfallenden radioaktiven Abwässer zu sammeln und zu behandeln. Es muß sichergestellt werden, daß die spez. Aktivität der aus der Anlage in die Umgebung entlassenen Abwässer die maximal zulässige Konzentration von  $5 \cdot 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$  nicht überschreitet. Normalerweise werden jedoch die über die Verdampferanlage dekontaminierten Abwässer eine wesentlich geringere Aktivitätskonzentration aufweisen.

Die anfallenden Abwässer werden hinsichtlich ihrer chemischen Beschaffenheit und den enthaltenen Aktivitäten wie folgt getrennt aufgefangen:

I. Radioaktive Abwässer aus den Gebäudeentwässerungen der aktiven Räume des Kontrollbereiches (Sumpfwässer aus den Anlagenräumen)

Abwässer aus den heißen Labors

Abwässer aus dem Dekontaminationsraum

Destillat aus der Kühlmittellagerung und -aufbereitung

II. Schwach radioaktive bis inaktive Wässer aus der Gebäudeentwässerung des Kontrollbereiches (Sumpfwässer aus den Betriebsräumen)

Abwässer aus der Wäscherei und aus den Wasch- und Duschräumen

Normalerweise inaktives Regenerat und Spülwasser aus der Abschlämmentsalzungsanlage

sowie Spülwasser vom Elektro-Magnetfilter

Im Normalbetrieb ist für die Abwässer der Gruppe I eine Aktivitätskonzentration von  $1 \cdot 10^{-1}$  /uCi/ml bis  $1 \cdot 10^{-4}$  /uCi/ml zu erwarten, während bei der Gruppe II mit einer Aktivitätskonzentration von  $1 \cdot 10^{-4}$  /uCi/ml bis  $1 \cdot 10^{-6}$  /uCi/ml gerechnet werden kann. Die Aktivitätskonzentration ist unabhängig von der Herkunft der Abwässer und dem Anteil an Spalt- und Korrosionsprodukten.

Entsprechend der Gruppe I und II werden die Abwässer getrennt in vier Abwassersammelbehältern aufgefangen. Zur Bestimmung der Aktivität und der chemischen Zusammensetzung wird der Behälterinhalt mittels eines Rührwerkes je Behälter umgewälzt und anschließend eine Probe entnommen.

Zur Aufbereitung der Abwässer ist eine Eindampfanlage und eine AnschwemmfILTERANLAGE vorgesehen. Es besteht die Möglichkeit, für jede Abwassergruppe eine der beiden Aufbereitungsverfahren zu wählen.

a) Eindampfanlage

Das Abwasser wird nach der Analyse und -falls erforderlich- nach einer entsprechenden Behandlung mit Chemikalien aus den Abwasserbehältern mit der Verdampferspeisepumpe dem Brüdengefäß der Verdampferanlage zugespeist. Der Zulauf zu dem Verdampfer wird während des Betriebes über den Füllstand im Brüdengefäß geregelt. Das im Brüdengefäß enthaltene Abwasser wird durch einen hilfsdampfbeheizten Naturumlauf-Röhrenbündelverdampfer verdampft. Ein zweiter Verdampfer steht, durch Blindscheiben abgetrennt, für einen etwaigen Reparaturfall in Reserve. Das Abscheiden der von den Brüden mitgerissenen Wassertröpfchen und damit die Verbesserung des Dekontaminationsfaktors wird außer durch Zentrifugalabscheidung im Brüdengefäß noch durch eine Abstreiferkolonne erreicht. Die Kolonne ist zur Grob- und Feinabscheidung mit Einbauten versehen. Der notwendige Rücklauf in der Kolonne wird mit Hilfe eines Rücklaufteilers einreguliert.

Das Destillat wird auf ca. 50 °C heruntergekühlt und in den Kontrollbehältern gesammelt. Das Verdampferkonzentrat wird diskontinuierlich in den Konzentratbehälter ablassen. Das anfallende Konzentrat wird im allgemeinen einen Feststoffanteil von ca. 15 - 20 Gew. % aufweisen. Der mit der Verdampferanlage erzielbare Dekontaminationsfaktor liegt im Bereich von  $10^4$  bis  $10^5$ , je nach Zusammensetzung des Abwassers.

Das Regenerat und das Spülwasser an der Abschlämmentsalzungsanlage ist im Normalbetrieb inaktiv und kann deshalb nach Neutralisation und evtl. nach Filtration in die Kontrollbehälter geleitet werden.

Das bei einer Dampferzeugerleckage aktiv anfallende Regenerat aus der Abschlämmentsalzungsanlage wird in der Verdampferanlage aufbereitet.

b) Anschwemmmfilteranlage

Die Anschwemmmfilteranlage hat die Aufgabe, radioaktive Abwässer mit überwiegend ungelösten Aktivitätsträgern zu dekontaminieren. Die Filtration erfolgt nach dem Anschwemmverfahren, wobei das angeschwemmte und während der Trübfiltration ständig zudosierte Filterhilfsmittel die eigentliche Filterschicht bildet. Das Kerzenfilter kann sowohl mit Kieselgur als auch mit gemahlenen Ionenaustauscherharzen angeschwemmt werden. Das im Filter verbleibende unfiltrierte Wasser und der Filterkuchen werden mit Hilfe von Druckluft und Deionat in die Konzentratbehälter gespült. Die anfallenden Verdampferkonzentrate und Filterrückstände können von den Konzentratbehältern aus direkt über die Schnekkentrocknungsanlage weiterverarbeitet werden, bzw. über die Abgabestation an den Spezialtankwagen abgegeben werden.

Die dekontaminierten und gereinigten Abwässer werden in den Kontrollbehältern gesammelt. Zur Probeentnahme können die Abwässer in den Kontrollbehältern mit der Umwälzpumpe durchmischt werden. Aufgrund des Analysenergebnisses und einer Berücksichtigung des zur Verfügung stehenden Verdünnungswassers wird die zulässige Abgabemenge ermittelt. Ist die Aktivität größer als der zulässige Grenzwert, so besteht die Möglichkeit das Wasser in die Abwassérbehälter zurückzupumpen. Wenn der zulässige Aktivitätsgrenzwert nicht überschritten ist, wird das Wasser abgegeben. Während der Abgabe werden Aktivität und der Volumenstrom registriert.

2.4.12.2 Abgassystem  
(Zeichnung Nr. 2.4/12)

Aufgabenstellung

Das Abgassystem hat folgende Aufgaben:

- Unterdruckhaltung in allen Komponenten, in denen eine Gasatmosphäre mit H<sub>2</sub> oder Spaltgasen auftreten kann, um ein Austreten der Gase in die Räume zu verhindern,
- die anfallenden aktiven Gase nach ausreichender Abklingzeit kontrolliert abzuführen,
- den Wasserstoffgehalt im System zu begrenzen, um eine Knallgasbildung mit dem eventuell durch Leckagen in das System eingedrungenen Luftsauerstoff zu verhindern.

Auslegungsgrundlagen

Die Auslegungsgrundlagen für das Abgassystem sind die Größe des ständig umzuwälzenden Spülstromes für die Verbrennung des Wasserstoffs und der Gasdurchsatz durch die Verzögerungsstrecke für die ausreichende Rückhaltung der kurzlebigen Spaltedelgase einschließlich Xe 133 (5,3 Tage Halbwertzeit). Kr 85 mit 10,3 Jahren Halbwertzeit klingt nicht ab. Die Größe des Spülstromes ergibt sich aus der Forderung, daß der maximale H<sub>2</sub>-Gehalt im Abgassystem 4,1 % nicht überschreiten darf, um eine Knallgasbildung zu verhindern. Der Rekombinator, in dem die H<sub>2</sub>- bzw. O<sub>2</sub>-Verbrennung stattfindet, ist für den vollen Spülstrom ausgelegt.

Im Normalbetrieb ist lediglich bei Lufteinbrüchen eine kontinuierliche Gasabgabe erforderlich. Dagegen ist das Volumen der entstehenden Spaltgase zu vernachlässigen, und der ausgasende Wasserstoff wird im Rekombinator fast vollständig verbrannt. Auslegungskriterium für den Durchsatz durch die Verzögerungsstrecke und die Gasabgabestation ist die Forderung, daß auch noch bei den anfallenden Schiebegasmengen (die beim Füllen eines Behälters verdrängte Gasmenge) die Abgase kontrolliert an die Atmosphäre abgegeben werden können.

#### Beschreibung

Das Abgassystem besteht aus einem Spülgaskreislauf, in dem die Abgaskompressoren die Spülgase aus dem Unterdruckteil ansaugen, verdichten und über die Reduzierstation I wieder in den Unterdruckteil zurückfördern. Der Wasserstoff, der aus den Komponenten im Unterdruckteil ausgast, wird vom Spülgasstrom erfaßt und in dem auf der Saugseite der Kompressoren befindlichen Rekombinator mit Sauerstoff verbrannt. Der Spülgasstrom ist so gewählt, daß die  $H_2$ -Konzentration unter 4,1 % bleibt. Vor dem Rekombinator werden die Konzentrationen von  $H_2$  und  $O_2$  gemessen und je nach Bedarf  $H_2$  (bzw.  $O_2$  bei nur geringen Leckagen) auf ein etwa stöchiometrisches Verhältnis mit einem  $H_2$ -Überschuß von ca. 300 ppm zudosiert. Mit den  $H_2$ - und  $O_2$ -Meßgeräten hinter dem Rekombinator wird die Verbrennung überwacht.

Im Bypass zum Spülkreislauf im Überdruckteil ist die Verzögerungsstrecke geschaltet. Der hinter den Ringflüssigkeitsbehältern vom Spülkreislauf abgezweigte Teilstrom wird im Vortrockner abgekühlt, wobei der größte Teil der Gasfeuchtigkeit ausgeschieden wird.

Da die Adsorptionsfähigkeit der Aktivkohle mit sinkender Gasfeuchtigkeit zunimmt, wird in den Geltrocknern, von denen jeweils einer zur Trocknung verwendet und einer regeneriert wird, das Gas bis zu einem Taupunkt von 253 K getrocknet.

Nach Durchströmen des Geltrockners wird der für die Regenerierung erforderliche Gasstrom abgezweigt und im Regeneriergaserhitzer aufgeheizt; er strömt dann durch den zu regenerierenden Trockner und anschließend durch einen Regeneriergaskühler auf die Unterdruckseite.

Der verbleibende Gasstrom wird durch die Verzögerungsstrecke geleitet, die aus mehreren mit Aktivkohle gefüllten Behältern besteht.

In der Verzögerungsstrecke erfolgt durch Adsorption an der Aktivkohle eine Verzögerung der Spaltedelgase gegenüber dem Trägergas N<sub>2</sub>. Nach dem Durchgang durch die Verzögerungsstrecke sind die kurzlebigen Edelgase weitgehend abgeklungen, so daß sie über den Abluftkamin an die Atmosphäre abgegeben werden können.

Der größte Teil der durch die Verzögerungsstrecke strömenden Gase wird in der Druckreduzierstation II gedrosselt und in den Unterdruckteil zurückgeführt.

Die etwaigen Lufteinbrüchen entsprechende Gasmenge wird über die Gasabgabestation an den Abluftkamin kontinuierlich abgegeben. Durch diese kontinuierliche Abgabe wird der Aktivitätspegel von Kr 85 auf einem niedrigen Wert gehalten.

#### 2.4.12.3 Behandlung radioaktiver Konzentrate

Das in der Verdampferanlage im System - Behandlung radioaktiver Abwässer - anfallende radioaktive Konzentrat wird in Konzentratbehältern aufgefangen. Die Behälter sind so ausgelegt, daß sie das Verdampferkonzentravolumen eines Jahres aufnehmen können.

Zur weiteren Behandlung wird das Konzentrat der Trocknungsanlage zugespeist.

Die Schnekkentrocknungsanlage ermöglicht ein kontinuierliches Umhüllen von radioaktivem Konzentrat mit einer Trägersubstanz, z.B. einem thermoplastischen Kunststoff-Granulat, und Verdampfen des im zugeführten Konzentrat enthaltenen Wassers auf einen Restgehalt von ca. 1 %. Das aus der Anlage austretende Endprodukt ist kaum wasserlöslich und leicht in Fässer abfüllbar, da die austretende Masse flüssig ist. Bei der Abkühlung des Endproduktes auf Raumtemperatur erstarrt das Gemisch im Faß zu einem festen Block.

Die Gehäuseteile des Schnekkentrockners werden mit Ausnahme des ersten Elementes mit Heizdampf temperiert. Der erste Gehäuseteil, in den das Kunststoff-Granulat eingebracht wird, wird gekühlt. Damit ist der Antriebsatz vor unzulässiger Erwärmung geschützt. Das ineinander Dichtprofil der beiden Schnecken mit Selbstreinigungs- und Zwangsförderwirkung gewährleistet einen gleichmäßigen Materialtransport zu den beheizten Gehäusen, wo der Kunststoff verflüssigt wird. Das im mittleren Teil der Anlage zugeführte Konzentrat wird mit dem Kunststoff vermischt und der Wasseranteil ausgedampft. Der Wasserdampf entweicht an den Entgasungsgehäuseteilen, wird in einem Kondensator niedergeschlagen und dem Abwassersammelbehälter zugeführt.

Aus dem letzten Gehäuseteil tritt das Gemisch aus Kunststoff und Feststoffen (Verhältnis 1 : 1) im flüssigen Zustand aus und wird in 200-l-Fässern aufgefangen.

#### 2.4.12.4 Lagerung fester Abfälle

Während des Betriebes anfallende feste radioaktive Abfälle werden in den ausreichend vorhandenen Lagerräumen für feste Abfälle untergebracht.

In speziellen dekontaminierbaren Sammelbehältern, die je nach Bedarf an verschiedenen Stellen des Kontrollbereiches aufgestellt sind, werden kontaminierte Abfälle, wie Putzwolle, Papier, Laborabfälle usw. gesammelt. Die Sammelbehälter enthalten Kunststoffbeutel, die das sichere Entnehmen der Abfälle erleichtern. Die gefüllten Beutel werden zu einer hydraulischen Presse gebracht und dort in 200-l-Standardfässern verdichtet und verpackt. Die verschlossenen Fässer werden in den dafür vorgesehenen Lagerräumen gestapelt, deren Kapazität mehr als 1 Jahr ausreicht. Danach sollen die Abfälle in ein Endlager überführt werden.

Verbrauchte Ionenaustauscherharze werden in die Harzabfallbehälter gespült. Nach einer Abklingzeit von etwa einem halben Jahr können die Harze aus den Behältern in abgeschirmte Transportbehälter gespült und zum Endlager transportiert werden. Das Auswechseln der Filter und Harzfänger in allen betroffenen Systemen wird mit der Filterwechselmaschine durchgeführt. Dadurch wird eine Strahlenbelastung des Bedienungspersonals bei dieser Arbeit weitgehend vermieden.

### Presse für radioaktive Abfälle

Radioaktive Gegenstände, die zurendlagerung vorgesehen und kompressibel sind, werden zwecks Volumenverkleinerung mit einer hydraulischen Infaß-Presse von 16 t Preßkraft eingeengt.

Nachdem das zu pressende Material in das Faß gefüllt ist, wird das Faß durch den Transportwagen in die Presse eingefahren und auf die Druckplatte abgesetzt. Beim Absenken des Preßkolbens läuft gleichzeitig die federbelastete Abschlußglocke, die an die Abluftanlage angeschlossen ist, mit und schließt das Faß dicht ab. Beim Weiterlaufen des Preßkolbens wird nunmehr das Preßgut bis zu dem eingesetzten Druck zusammengepreßt.

Das Nachfüllen des weiteren Preßgutes erfolgt durch den Füllstutzen der Abschlußglocke.

Das gefüllte Faß wird dann manuell mit einem Deckel versehen und verschlossen.

### Filterwechselmaschine

In verschiedenen Hilfsanlagen der Nuklearen Dampferzeugungsanlage (Volumenregelsystem, Kühlmittelreinigung, Anlagenentwässerung) sind Filter eingesetzt, um Schmutzpartikel, im wesentlichen Korrosionsprodukte und Harzabrieb, aus den Kreisläufen herauszufiltern. Die Filter sind in einem eigenen abgeschirmten Raum untergebracht.

Mit der Filterwechselmaschine werden die verbrauchten, radioaktiven Filtereinsätze gegen neue ausgetauscht unter weitgehender Abschirmung des Personals gegen Strahlung.

Die Filter sind in einer Reihe unter dem Bedienungsflur aufgehängt. In derselben Reihe ist eine Station zum Einbringen der neuen Filtereinsätze in die Maschine und eine Station zur Übergabe der verbrauchten Filter in Feststofffässer vorhanden. Die Filterwechselmaschine überfährt auf Schienen die ganze Filterreihe. Sie besteht aus einem kreiszylindrischen Gehäuse mit einem Bodenblech, das eine mit einem Deckel verschlossene Öffnung hat. Oben auf dem Gehäuse befindet sich ein Drehdeckel mit vier Arbeitsspindeln. Der Drehdeckel und die Arbeitsspindeln können von Hand oder motorisch betätigt werden. Die jeweilige Öffnung für den Zugang zum Filter ist mit einem ebenerdigen Abschirmpropfen verschlossen.

Der Filterwechsel geschieht in folgenden Schritten:

- Die Maschine wird über den betr. Filter gefahren, der Bodendeckel mit seinem Dichtrahmen in die Dicht- und Zentriernut des Fußbodens gesenkt, wodurch die Maschine am Arbeitsort arretiert ist.
- Der Bodendeckel wird vom Dichtrahmen abgehoben, die zweite Spindel durch Drehen des Drehdeckels über den Filter gefahren.
- Die zweite Spindel wird gesenkt, greift den Abschirmpropfen und wird wieder gehoben. Der Drehdeckel wird um 90° weiter gedreht und bringt die dritte Spindel über den Filter.
- Die dritte Spindel entnimmt den Filtereinsatz aus dem Filtergehäuse.
- Nach einer weiteren 90°-Drehung des Drehdeckels kann der von der vierten Spindel getragene neue Filtereinsatz ins Filtergehäuse gesenkt werden.

- Die zweite Spindel senkt nach 180°-Drehung des Deckels den Abschirmpfropfen auf den Filter.
- Die erste Spindel setzt den Bodendeckel auf den Dichtrahmen. Der Dichtrahmen wird aus der Dicht- und Zentriernut des Fußbodens herausgehoben; danach kann die Maschine wieder verfahren werden.

Die Übergabe des verbrauchten Filtereinsatzes in Standard-200-l-Fässer erfolgt in ähnlicher Weise, ebenso die Übernahme des neuen Filtereinsatzes in die Maschine.

Die Abschirmung der Maschine selbst wird durch weitgehende Verwendung von Stahlguß erzielt, die Abschirmpfropfen sind aus Blei.

#### 2.4.12.5 Dekontaminierraum-Einrichtung

Im Dekontaminierraum sollen die im Kraftwerk anfallenden kontaminierten Teile mittels Säure, Prilwasser, Naßdampf oder Naßstrahleneinrichtungen soweit dekontaminiert werden, daß sie gefahrlos gehandhabt werden können.

Die Dekontbox ist zur Behandlung großer Teile mit Säure, Prilwasser oder Naßdampf vorgesehen.

In den beheizbaren Tauchbecken können kleinere Gegenstände von Chemikalien umspült werden.

Zur mechanischen Bearbeitung kleinerer Teile mittels Naßstrahleinrichtung dient das Strahlkabinett.

Die in dem Strahlkabinett anfallenden mechanisch verunreinigten Abwässer werden über einen Zyklonabscheider gereinigt, bevor sie wie das Abwasser aus den Tauchbehältern und der Dekontbox über den Dekontsammelbehälter zur nuklearen Abwasseraufbereitung gefördert werden.

## 2.4.13 Brennelement-Transportsystem

## 2.4.13.1 Aufgabe

Das Brennelement-Transportsystem besteht aus verschiedenen Geräten und Werkzeugen, die für den Brennelementwechsel des Kernkraftwerkes erforderlich sind.

Die Einrichtungen gewährleisten eine sichere und schnelle Handhabung von Brennelementen, beginnend mit dem Antransport neuer bis zum Versand abgebrannter Brennelemente:

- Transport neuer Brennelemente in das Lager im Reaktorgebäude,
- Überführung der neuen Brennelemente vom Lager in das Becken,
- Transport und Lagerung bestrahlter Brennelemente im Reaktor- und Beckenbereich,
- Umsetzen von Steuerelementen, Drosselkörpern und sonstigen Brennelementeneinsätzen.

Daneben werden mit Sonderwerkzeugen weitere, für den Brennelementwechsel erforderliche Arbeiten durchgeführt:

- An- und Abkuppeln der Steuerelementantriebsstangen,
- Transport der Steuerelementantriebsstangen,
- Ein- und Ausbau der Mehrfingerlanzen.

Sämtliche Geräte werden vor dem ersten Brennelementwechsel umfangreichen Prüfungen und Erprobungen ausgesetzt, so daß ihre sichere und schnelle Arbeitsweise im Interesse einer kurzen Stillstandszeit des Kraftwerkes sichergestellt ist.

**2.4.13.2 Einrichtungen und Geräte  
zum Brennelementwechsel**

**Lademaschine und Doppelgreifer  
(Zeichnung Nr. 2.4/9)**

Die Lademaschine mit dem Doppelgreifer dient zum Transportieren der Brennelemente, Steuerelemente, Drosselkörper und Absorberelemente sowie Neutronenquellen im Bereich des Reaktor- und Brennelementbeckens. Wird ein Brennelementwechsel durchgeführt, so ist das Reaktorbecken geflutet. Beide Becken sind nach Entfernen des Beckenschutzes miteinander verbunden, so daß während des Transportes von aktiven Brennelementen und Steuerelementen eine ausreichende Wasserhöhe über dem aktiven Teil das Bedienungspersonal auf der Lademaschine gegen radioaktive Strahlung schützt.

Die Lademaschine ist aufgebaut aus einer Laufbrücke mit zwei Laufstegen, einer Laufkatze mit Geräte- und Bedienungsplattform, einem Führungsmast, einem Hubwerk für den Doppelgreifer und den dazu erforderlichen Steuereinrichtungen. Als komplette Werkzeugeinheit wird der Doppelgreifer im Führungsmast der Lademaschine mitgeführt. Er kann Brennelemente, Steuerelemente, Drosselkörper, Absorberelemente und Neutronenquellen einzeln aus dem Kern ziehen und wieder einsetzen, aber auch Brennelemente mit eingesetzten Steuerelementen oder Drosselkörpern auf die gleiche Weise behandeln. Dieses Werkzeug besteht im wesentlichen aus einem Steuerelementführungseinsatz, einem Brennelement-Greifkopf, einem Steuerelementgreifer und einer Zentrierglocke.

Von der Bedienungsplattform aus werden alle Antriebe geschaltet und die Steuereinrichtungen überwacht. In einem Schaltpult sind Steuerhebel, Schalter und Kontrollanzeiger

untergebracht. Die Steuerhebel für die Fahrantriebe und das Hubwerk sind so ausgeführt, daß sie selbsttätig in die Nullstellung zurückspringen. Die Antriebe sind konttersicher.

Auf der Bedienungsplattform befinden sich die Arbeitsplätze für das Bedienungspersonal. Zum Anfahren der Kern- und Lagergestellpositionen im Becken dienen Markierungs schienen. Die Markierungen sind so deutlich gestaltet, daß diese von der Plattform aus ein genaues Positi sanfahren ermöglichen. Der Boden der Plattform ist mit obachtungsöffnungen nach unten versehen, die ebenfalls wie die gesamte Plattform und die Laufstege mit Schutzg länder umgeben sind. Zum Wasser hin offene Partien sind mit einem 100 mm hohen Randwinkel besetzt.

Der Doppelgreifer hängt mit zwei vorgereckten Stahlseilen am Hubwerk und wird damit gehoben und gesenkt. Das Hubwerk ist mit einem selbsthemmenden Schneckengetriebe ausgerü stet.

Soll ein Brennelement aus dem Kern gezogen werden, so senkt sich als erster Teil die Zentrierglocke ab und zentriert sich über acht Stifte in den Nachbarelementen. Damit wird eine Korrektur der möglicherweise schräggestellten, benachbarten Brennelemente erzielt und so das Ziehen des Brennelementes erleichtert. In gleicher Weise wird beim Einsetzen eines Brennelementes das freie Quadrat der Kernoberfläche vorbereitet. Ist dieser Zentriervorgang abgeschlossen, so fährt der Steuerelementführungseinsatz in der Glocke ohne Unterbrechung des Hubwerkes mit dem Brennelementgreifer ab und zentriert sich in dem zu ziehenden Brennelement. Die Zentrierglocke bleibt so lange in den Nachbarbrennelementen zentriert,

bis das Brennelement bzw. Steuerelement ganz aus dem Kern und in die Zentrierglocke gezogen ist. Für den Fall, daß ein Steuerelement gezogen werden soll, wird ebenfalls der Steuerelementgreifer im Steuerelement-führungseinsatz bis zum Brennelementkopf abgefahren. Der Steuerelementgreifer ist nach oben hin mit einem Rohr verlängert und über eine Waagebalkenaufhängung an den beiden Drahtseilen befestigt. Die Betätigung zum Öffnen der Klinken des Brennelement-greifers und des Steuerelementgreifers erfolgt über Druckluftzylinder, die am oberen Ende des Verlängerungs-rohres angebracht sind und über Gestänge die Greifer schalten. Die Schließbewegung erfolgt durch Druckfedern, das Öffnen durch Druckluft. Mechanische und elektrische Verriegelungen sichern beide Greifer gegen fahrlässige Betätigung. Der Brennelementgreifer trägt 4 Klinken und kann nur dann betätigt werden, wenn er auf dem Brennele-ment aufsitzt. Jede der 4 Klinken wird durch eine gefeder-te Sperre beim Abheben vom Brennelement in der offenen bzw. beim Greifen in der geschlossenen Stellung arretiert, wobei die Sperrn so ausgebildet sind, daß sich auch bei Druckluftbeaufschlagung der Pneumatikzylinder die Greif-klinken nach Einrasten der Sperrn weder öffnen noch schließen lassen. Der Steuerelementgreifer hat zwei Klin-ken, die in geschlossener oder offener Stellung mechanisch verriegelt sind, wenn der Steuerstabgreifer angehoben wird. Die elektrischen Verriegelungen überwachen außerdem mit Hilfe von Endschaltern und Hubkraftüberwachung alle Hub- und Greifbewegungen.

Wird ein Steuerelement oder ein Brennelement mit der Lade-maschine unter Wasser transportiert, so sind diese Teile vom Führungsmast umgeben, der somit als Schutzrohr dient.

Die Begrenzung des Hubes beim Ziehen eines Brennelementes oder Steuerelementes übernehmen Endschalter und ein Festanschlag im Führungsmast, an dem die Zentrierglocke anlaufen kann. Mit Hilfe einer Kraftmeßdose, einem Lastanzeigegerät, Stellungsanzeigegerät und Parallelschreiber können auftretende Reibkräfte am Brennelement im Bereich des Kernes oder der Beckengestelle überwacht werden.

Die Fahrwege der Brücke und Katze sind begrenzt durch Puffer und Endschalter. Ebenso ist gewährleistet, daß die Laufkatze mit dem Führungsmast nicht gegen die Trennwand fahren kann.

Die Empfehlungen des VdTÜV-Merkblattes "Sicherheitstechnische Anforderungen an Hebe- und Förderzeuge in kerntechnischen Anlagen (Ausgabe Febr. 1970)" werden bei der Auslegung der Geräte berücksichtigt.

#### Hilfssteg

Um über dem Reaktorbecken auch dann arbeiten zu können, wenn das Trennschütz noch beide Becken absperrt, wird der Hilfssteg eingesetzt. Er kann von Hand angetrieben und über beide Becken gefahren werden. An einer Längsseite des Steges kann das Kupplungswerkzeug zum An- und Abkuppeln der Steuerelement-Antriebsstangen eingehängt werden. Weiter wird der Hilfssteg bei der Handhabung der Mehrfingerlanzen eingesetzt.

### Kupplungswerkzeug

Dieses Werkzeug dient zum Ent- und Verkuppeln der Steuer-elementantriebsstangen von und mit den Steuerelementen. Bevor das obere Kerngerüst aus dem Druckbehälter gehoben werden kann, wird damit sichergestellt, daß die form-schlüssige Verbindung einer jeden Antriebsstange zu dem dazugehörigen Steuerelement eindeutig gelöst ist. Das Werkzeug hängt am Außenholm des Laufsteges der Ladema-schine oder des Hilfssteges und kann dadurch von Hand quer und mittels Brückenfahrt längs bewegt werden. Die Bedienung des Werkzeuges erfolgt vom Laufsteg aus. Mit Druckluft-zylinder und einem von Hand zu betätigenden Schaltwerk wird zwangsläufig eine Schrittfolge eingehalten, die eine sichere Durchführung der Kupplungsvorgänge bewirkt. Über eine Kraftmeßeinrichtung mit einem Anzeigegerät und zu-sätzlichen Sichtmarken für die verschiedenen Werkzeugbe-wegungen können diese Vorgänge überwacht werden.

### Hebevorrichtung für das obere Kerngerüst

Diese Vorrichtung wird unter Wasser mit Hilfe von Druck-luftzylindern und Verriegelungsbolzen an das obere Kernge-rüst angekuppelt. Über ein elektrisches Anzeigesystem können die Verriegelungsbewegungen kontrolliert werden.

### Einfachgreifer

Der Einfachgreifer dient zum Transport von neuen und abge-brannten Brennelementen zwischen Behälter für neue BE, Brennelementlager und Transportbehälter. Als Huborgan dient dabei das Hebezeug der Lademaschine und der Gebäude-kran. Daneben kann der Einfachgreifer auch für Sonderfälle

zum Transport bestrahlter Brennelemente im Becken- oder Reaktorbereich verwendet werden. Zu diesem Zweck sind entsprechende Verlängerungsrohre vorhanden.

Die 4 Greifklinken des Einfachgreifers werden manuell betätigt. Markierungen am Greifkopf zeigen die "auf-zu"-Stellung an. Eine mechanische Sperre verhindert die Greiferbetätigung unter Last.

Die festigkeitsmäßige Auslegung entspricht den Sicherheiten, die bei den Lademaschinenhuborganen angewendet werden.

#### Lanzenwerkzeug

Das Lanzenwerkzeug dient dem Aus- und Einbau der Mehrfingerlanzen der Kerninstrumentierung. Dieser erfolgt vor dem eigentlichen Brennelementwechsel, bevor das Führungsgerüst gezogen wird bzw. nach dem Brennelementwechsel, nachdem das Führungsgerüst eingesetzt ist. Das Lanzenwerkzeug besteht aus einem Rohr, das am unteren Ende einen Greifkopf mit Klinken und oben die Aufhängung und Greifer-Betätigung trägt. Das Lanzenwerkzeug wird, am Gebäudekran hängend, vom Laufsteg der Lademaschine aus betätigt..

Beim Einsetzen der Mehrfingerlanzen werden zum Einfädeln der einzelnen Finger Trichter verwendet, die vom Hilfssteg aus von Hand auf die verschiedenen Positionen einzentriert werden. Nachdem alle Finger einer Lanze eingefädelt sind, werden die Trichter aufgeklappt und entfernt.

### Transportwerkzeug für Antriebsstangen

Zum Transportieren der Steuerelement-Antriebsstangen wird dieses Transportwerkzeug benutzt. Dieser Greifer hängt am Gebäudekran und wird vom Laufsteg der Lademaschine aus bedient.

Außerdem wird dieses Werkzeug bei der nach dem Ankuppeln der Antriebsstangen erfolgenden Gängigkeitsprüfung eingesetzt. Dieses Werkzeug besteht aus einem Rohr, das am unteren Ende den Greifkopf mit 3 Klinken und oben die Aufhängung und Betätigung trägt.

#### 2.4.13.3 Handhabung neuer Brennelemente

Der Antransport neuer Brennelemente erfolgt in Spezialbehältern, vorzugsweise mit lkw.

Zum Einbringen in das Reaktorgebäude wird der beladene Behälter für neue Brennelemente mit Hilfe des Halbportalkranes auf den Schleusenwagen geladen und in die nach außen hin geöffnete Materialschleuse gefahren. Nach dem Einschleusen in das Containment erfolgt das Drehen des Behälters um 90° mittels des Gebäudekrans auf dem Schleuswagen und das Verfahren unter den Konsolkran am Splitterschutzzylinder. Dieser Kran hebt den Behälter waagerecht vom Wagen, entfernt den gelösten Deckel und transportiert den Behälter zum Lager für neue Brennelemente. Anschließend erfolgt das Abstellen und Halten des senkrecht hängenden Behälters in dem Lager an der vorgesehenen Position.

Um die Brennelemente ziehen zu können, muß der Einfachgreifer mit dem Brennelementkopf verklinkt und die Klemmbügel des Behälters gelöst werden. Die Abdeckriegel sind bei diesen Arbeiten von der Ladeöffnung des Lagers abgehoben.

Innerhalb des lagers für neue Brennelemente wird das Umsetzen und Verteilen der BE auf die vorgesehenen Gestellpositionen mit dem Lagerkran und einem kurzen BE-Greifer vorgenommen.

Vor Abschaltung des Kraftwerkes zum Brennelementwechsel wird die benötigte Wechselmenge an Brennelementen aus dem Lager entnommen und in das BE-Becken gesetzt.

Dazu wird das Brennelement vom Übergabegestell im Lager aus mit Hilfe des am Elektrozug der Lademaschine hängenden Einfachgreifers über den Beckenflur gezogen und zum BE-Becken gefahren, wo das Brennelement anschließend an der entsprechenden Position abgesenkt wird. Der Transport zum vorgesehenen Beckengestellplatz erfolgt mittels der Lademaschine und des Doppelgreifers.

#### 2.4.13.4 Abtransport bestrahlter Brennelemente

Die abgebrannten Brennelemente stehen nach dem Brennelementwechsel und einer gewissen Abklingzeit zum Abtransport im BE-Becken bereit. Der Versand geschieht mit Hilfe eines abschirmenden Transportbehälters. Der geöffnete Behälter steht während des Beladevorganges auf dem Abstellrost im BE-Becken. Die Brennelemente werden mittels des Einfachgreifers, der am Gebäudekran hängt, gegriffen und manipuliert. Diese Handhabungen erfolgen von der Lademaschine und vom Hilfssteg, so daß das Brennelement stets sicher transportiert werden kann. Der Greifer ist so ausgelegt, daß er dem VdTÜV-Merkblatt für "Sicherheitstechnische Anforderungen für Hebe- und Förderzeuge in kerntechnischen Anlagen" entspricht. Eine optische Anzeige meldet die Greiferstellung "auf" und "zu", während eine mechanische Sperre verhindert, daß der Greifer unter Last betätigt werden kann. Die Länge des Tragrohres vom Einfach-

greifer in Verbindung mit dem Gebäudekran gewährleistet stets eine ausreichende Wasserabschirmung über dem hochgezogenen Brennelement.

Nach erfolgtem Beladen des Behälters wird dieser verschlossen aus dem Beckenwasser gezogen und dekontaminiert. Anschließend kann der Transportbehälter aus dem Reaktorgebäude ausgeschleust und zur Aufbereitungsanlage befördert werden.

#### 2.4.13.5 Einrichtungen im Brennelement- und Reaktorbecken

Das BE-Lagerbecken ist mit korrosionsbeständigem Stahl ausgekleidet. Eine mögliche Beschädigung wird durch ein Lecküberwachungssystem sofort festgestellt. Ein Schütz sperrt das BE-Becken gegen den Reaktorraum hin wasserdicht ab. Im Brennelementbecken befinden sich die Lagergestelle.

Für das Lagern von Brennelementen werden im Becken so viel Gestellplätze vorgesehen, daß 1 2/3 der gesamten Kernladung untergebracht werden kann. Die Steuerelementantriebsstangen werden in einem eigenen Gestell gelagert.

Der Abstand der Brennelemente in den Lagergestellen ist so gewählt, daß selbst bei Besetzung aller Gestellpositionen mit Brennelementen der maximalen Anreicherung und umgeben mit unboriertem Wasser keine kritische Anordnung entsteht. Neben den Lagergestellen ist ein Platz für eine evtl. Brennelementuntersuchung sowie ein Platz zum Einschließen defekter Brennelemente vorhanden.

Um die Manipulierarbeiten unter Wasser bei guter Sicht durchführen zu können, werden in beiden Becken Unterwasserscheinwerfer installiert.

Für das Abstellen des oberen Kerngerüstes und des Kernbehälters ist das Abstellbecken vorgesehen. Wände und Boden werden mit korrosionsbeständigem Stahl ausgekleidet.

#### 2.4.13.6 Lager für neue Brennelemente

Dieses Lager befindet sich im Reaktorgebäude und dient zur Aufnahme neuer Brennelemente. Etwa 70 Brennelemente stehen in Reihen in einem Gestell. Das Lager ist mit einem Koordinatenkran ausgerüstet. Der Transport der neuen Brennelemente in das BE-Becken erfolgt mit Hilfe des Einfachgreifers und der Lademaschine.

Der Abstand der Brennelemente im Lagergestell ist so gewählt, daß bei Besetzung aller Gestellpositionen mit Brennelementen höchster Anreicherung, umgeben mit unbefeuertem Wasser, keine kritische Anordnung entsteht.

#### 2.4.14 Höhenstandsmessung für die Reaktorkühlkreisläufe

Diese Messung dient zur Überwachung des Wasserstandes in den Reaktorkühlkreisläufen bei Brennelementwechsel oder bei eventuell notwendiger Reparatur am Reaktorkühlkreislauf bzw. in der Anschlußrohrleitung eines Hilfssystems bis zur ersten Absperrarmatur.

Die Erfassung des Wasserstandes erfolgt bei kaltem und drucklosem Reaktorkühlsystem mit einer Differenzdruck-Meßeinrichtung, die mit ihrem Meßbereich die Reaktorkühl-

mitteilleitung, den Reaktordruckbehälterflansch und den unteren Bereich der Druckhalter-Wasserstandsmessung bedeckt. Die Meßleitung ist an einem der Reaktorkühlkreisläufe angeschlossen. Die Vergleichsleitung ist zur Entlüftungsleitung des Reaktordruckbehälters verlegt (Druckausgleich zwischen Reaktorkühlsystem und Meßeinrichtung). Die gesamte Meßstrecke entspricht in ihren Auslegungswerten denen des Reaktorkühlsystems.

Vor dem Öffnen des Reaktordruckbehälters für einen Brenn-elementwechsel wird der Wasserspiegel bis etwa unter die Oberkante Reaktordruckbehälterflansch, zur Durchführung einer eventuellen Reparatur bis minimal Mitte Reaktorkühl-mittelleitung abgesenkt.