

## 2.5 Sicherheitseinschluß

### 2.5.1 Grundlegende Merkmale

(Abb. 2.5.1/1)

Der Sicherheitseinschluß besteht aus

- dem kugelförmigen Sicherheitsbehälter aus Stahl mit Schleusen und Durchführungen für Rohrleitungen, Kabel und Lüftungskanäle
- den Absperrarmaturen in Rohrleitungen und Lüftungskanälen, die durch die Sicherheitsbehälterwand führen
- der umgebenden Stahlbetonhülle mit Fundamentplatte
- den Hilfssystemen Leckabsaugesystem (Abschn. 2.5.4.1) und Ringraumabsaugung (Abschn. 2.9.6) zur Rückhaltung und Filterung etwaiger Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter

#### 2.5.1.1 Aufgabe des Sicherheitseinschlusses

Die Aufgabe des Sicherheitseinschlusses besteht (gemäß BMI-Sicherheitskriterium 8.1) im wesentlichen darin, die Umgebung gegen unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe und gegen radioaktive Direktstrahlung unter allen angenommenen Störfallbedingungen zu schützen. Der Sicherheitseinschluß ist die letzte gegen Freisetzung radioaktiver Stoffe vorgesehene Barriere (s. Abschn. 2.2.1).

Folgende Störfälle bzw. Ereignisabläufe werden insbesondere betrachtet:

- Kühlmittelverluststörfälle
- Störfälle bei der Brennelementhandhabung
- Ereignisabläufe durch Einwirkungen von außen

### 2.5.1.2 Auslegungsgrundsätze

Entsprechend der RSK-Leitlinie 5.1 sind zur Ermittlung des Auslegungsdruckes des Sicherheitsbehälters Leckquerschnitte bis zu 2F in den Kühlmittleitungen zugrunde zu legen. Darüber hinaus ist bei der Ermittlung des maximalen Störfalldrucks zu unterstellen, daß während des Ausströmens des Reaktorkühlmittels über eine sekundärseitige Leckage auch der gesamte Energie- und Masseinhalt einer Sekundärseite eines Dampferzeugers einschließlich der Frischdampfleitung bis zur ersten Absperrarmatur in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wird. Für die Auslegungstemperatur des Sicherheitsbehälters ist die maximale auftretende Temperatur der Sicherheitsbehälteratmosphäre zugrunde zu legen.

Der Sicherheitsbehälter wird entsprechend der KTA 3401.1-4 erstellt. Die Ermittlung der Belastungen gegen interne Störfälle erfolgt nach KTA 3413 und die integrale Leckratenprüfung nach KTA 3405. Rohrdurchführungen durch den Sicherheitsbehälter erfüllen die KTA 3407 und die Kabeldurchführungen KTA 3403.

Durchführungen von Rohrleitungen, die nicht zum Sicherheitssystem gehören, sind entsprechend KTA 3404 mit doppelten Absperrungen (eine innenliegende und eine außenliegende Absperrarmatur) versehen.

Die Betonhülle ist zum Schutz des Sicherheitsbehälters gegen Einwirkungen von außen entsprechend RSK-Leitlinie 5.2 ausgelegt. Sie schirmt die Umgebung gegen die Direktstrahlung des radioaktiven Kühlmittels beim Kühlmittelverluststörfall ab.

Die Personenschleusen entsprechen KTA 3402 und die Materialschleuse KTA 3409. Die Personen- und Materialschleusen sind mit jeder ihrer Türen für die gleichen Drücke und Temperaturen ausgelegt wie der Sicherheitsbehälter.

### 2.5.1.3 Funktion

Bei Normalbetrieb werden durch die Raumaufteilung des Reaktorgebäudes und mit Hilfe der lufttechnischen Anlagen die vorgegebenen Luftzustände und eine Luftströmung von weniger aktiven zu stärker aktiven Räumen aufrechterhalten, um die Ausbreitung radioaktiver Stoffe zu verhindern (s. Abschnitt 2.9).

Bei Störfällen mit Überdruck im Sicherheitsbehälter wird der Raum zwischen Sicherheitsbehälter und Betonhülle (Ringraum) durch die Ringraumabsaugung abgesaugt, wodurch Unterdruck erzeugt und der Durchtritt radioaktiver Stoffe durch die (nicht gasdichte) Betonhülle in die Umgebung verhindert wird. Die abgesaugte Luft wird durch Filter von radioaktiven Stoffen gereinigt und durch den Kamin abgegeben.

Bestimmte Rohrdurchführungen (s. Abschn. 2.5.2.2.1) werden zur Prüfung der Dichtheit mit einer Stickstoffvorlage beaufschlagt. Im Störfall können Dichtungen an Schleusen und Lüftungsarmaturen vom Leckabsaugesystem abgesaugt werden.

Ein Teil der Beton- und Stahleinbauten im Sicherheitsbehälter dient bei Störfällen zum Schutz des Sicherheitsbehälters gegen Bruchstücke und gegen Kräfte aus Druckdifferenzen. Diese Einbauten werden in Abschn. 2.5.5 beschrieben.

Nach Eintritt eines Kühlmittelverluststörfalles (KMV) werden alle Durchführungen, die nicht zum Sicherheitssystem gehören, abgeschlossen. Dieser Durchdringungsabschluß wird vom Reaktorschutzsystem ausgelöst. Bestandteile von zum Sicherheitssystem gehörender Systeme werden gesondert abgesperrt, soweit dies für bestimmte Störfallabläufe erforderlich oder sinnvoll ist.

## 2.5.2 Sicherheitsbehälter

(Tab. 2.5.2/1; Abb. 2.5.2/1 bis 12)

### 2.5.2.1 Stahlbehälter (JMA)

#### Auslegung

Zum Nachweis ausreichender Festigkeit und Standsicherheit des Sicherheitsbehälters wird eine detaillierte Festigkeits- und Stabilitätsrechnung durchgeführt. Entsprechend den Vorschriften, Richtlinien und Normen, die bei dieser Rechnung zu berücksichtigen sind, werden besondere Nachweise für besonders belastete Punkte, z. B. Formänderungsübergänge, Einspannstellen, Montageunstetigkeiten, erbracht. Hierbei werden entsprechend KTA 3401.2 die Belastungen einzeln und in Kombination betrachtet und die zulässigen Spannungen festgelegt.

Die thermodynamische Auslegungsberechnung bei Störfällen ist in Abschn. 5.2.16.2 beschrieben.

Die max. zulässige integrale Leckrate bei Auslegungsdruck beträgt 0,25 Vol.-%/d.

#### Konstruktion

Bei der Konstruktion wird KTA 3401.2 berücksichtigt. Der Sicherheitsbehälter (Abb. 2.5.2/1) hat Kugelform. Er besteht aus miteinander verschweißten, zonenweise angeordneten Segmenten aus Feinkornbaustahlblech.

Für die Durchführung der Rohrleitungen sind Stutzen eingeschweißt, die größtenteils in Gruppen zusammengefaßt sind.

Zur Durchführung der Kabel sind Anschlüsse für Kabeldurchführungen vorhanden, die ebenfalls in Gruppen angeordnet sind.

Alle Ausschnitte in der Behälterwandung für Durchführungen und Schleusen sind verstärkt. Die Materialschleuse ist im Deckel (Montagetor) einer größeren Monta-

geöffnung angeordnet. Der Deckel der Öffnung ist mit dem Sicherheitsbehälter verschraubt. Die Abdichtung der Verschraubung übernimmt ein Dichtkasten, bestehend aus Profilstahl mit doppelten Deckelblechen und Prüfanschluß für Dichtungsprüfung.

Der untere Teil des Sicherheitsbehälters ruht auf dem Betonfundament. Die durch die Dehnungsbehinderung an der Oberkante dieses Bereiches auftretenden Biegespannungen werden durch eine elastische Bettung abgemindert.

Für die Besichtigung des Sicherheitsbehälterhülle von außen sowie für Anstricharbeiten ist ein Fahrkorb vorgesehen.

### Werkstoff

Für alle druckführenden Teile des Sicherheitsbehälters und der Schleusen wird ein Werkstoff (z. B. 15 MnNi 63), der die Forderungen nach KTA 3401.1 erfüllt, eingesetzt.

### Herstellung

Bei der Herstellung wird KTA 3401.3 berücksichtigt.

Nach dem Kümpeln der Kugelsegmente werden in der Werkstatt die Stutzen für Rohrdurchführungen und Schleusen in die hierfür vorgesehenen Segmente eingeschweißt und diese Segmente spannungsarm geglüht. Weiterhin werden die Dichtflächen in den Segmenten für Kabeldurchführungen mechanisch bearbeitet.

Die Montage des Sicherheitsbehälters geschieht in zwei Bauabschnitten:

- Im ersten Bauabschnitt werden nach Fertigstellung des kalottenförmigen Fundaments die im Rahmen der Vormontage zu Großsektionen aus Einzelblechen zusammengeschweißten Kugelsegmente auf dem Fundament zonenweise zusammengebaut, geschweißt und geprüft. Nach Fertigstellung des unteren Teils des Sicherheitsbehälters wird dieser durch Einschwimmen mit Wasser abgesenkt.

Der verbleibende Spalt zwischen Fundament und Stahlkalotte wird mit Beton vergossen. An der Oberkante dieses Bereiches wird eine elastische Bettung eingebracht. Parallel zu dem danach beginnenden Innenausbau des Reaktorgebäudes wird der Sicherheitsbehälter bis etwa Äquatorhöhe montiert und die Personenschleuse eingebaut.

- Im zweiten Bauabschnitt wird die Montage des Sicherheitsbehälters fortgesetzt, nachdem der Innenausbau entsprechend abgeschlossen ist. Nach Montage der Materialschleuse und der Notschleusen sowie Einheben des Rundlaufkrans wird der Sicherheitsbehälter geschlossen. Nach Abschluß der Montage- und Prüfarbeiten erfolgt die Druck- und Leckratenprüfung. Danach wird das Montagetor mit der Materialschleuse zum Einbringen der Großkomponenten demontiert und anschließend wieder eingehoben, verschraubt und auf Dichtheit geprüft.

7

## 2.5.2.2 Durchführungen

### 2.5.2.2.1 Rohrdurchführungen

Für die Durchführung von Rohrleitungen werden Stutzen in den Sicherheitsbehälter eingeschweißt. Die Stutzen werden zugleich als Ausschnittsverstärkung für die Kugelschale herangezogen. Die eigentlichen Rohrdurchführungen werden an die Durchführungsstutzen angeschlossen. Sie müssen sowohl den Anforderungen aus dem Sicherheitseinschluß als auch aus dem Mediumtransport genügen. Die Anordnung der Durchführungen trägt den Forderungen nach räumlicher Trennung redundanter Systeme, der Zugänglichkeit und in Verbindung mit der konstruktiven Ausführung der Durchführbarkeit für wiederkehrende Prüfungen, Wartungs-, Dekontaminier- und Reparaturarbeiten Rechnung.

Konstruktiv unterscheiden sich die Rohrdurchführungen im wesentlichen durch die Art und Ausführung des Anschlusses an den Stutzen des Sicherheitsbehälters. Folgende Ausführungsformen werden verwendet:

- starrer Anschluß, geschweißt oder geflanscht für Rohrdurchführungen, bei denen die Festpunktbelastungen die zulässigen Belastungen auf den Sicherheitsbehälter nicht überschreiten
- beweglicher Anschluß, geschweißt, für Rohrdurchführungen, bei denen die Festpunktbelastungen die zulässigen Belastungen auf den Sicherheitsbehälter bei starrem Anschluß überschreiten würden.

Eingeschweißte, gekammerte Rohrdurchführungen werden mit einer Stickstoffvorlage beaufschlagt, wobei sich eine Undichtigkeit mit einem Manometer durch Druckabfall beobachten läßt.

Im einzelnen ergeben sich je nach Anforderung folgende Konstruktionstypen:

#### Festpunkt-Durchführungen

Diese Durchführungen stellen für das anschließende Rohrsystem einen Festpunkt dar. Sie ist dann auszuführen, wenn die Anschlußbelastungen vom Sicherheitsbehälter übernommen werden können.

Durchführung ohne Leckkontrolle (Abb. 2.5.2/2)

- für Rohrleitungen mit vorwiegend ruhender Beanspruchung und Betriebstemperatur  $\leq 120\text{ °C}$
- für Rohrleitungen mit vorwiegend ruhender Beanspruchung, Durchmesser  $\leq \text{DN } 50$ , ohne Begrenzung der Betriebstemperatur

Durchführung mit Leckkontrolle (Abb. 2.5.2/3)

- für Rohrleitungen mit wechselnder Belastung
- für Rohrleitungen mit einer Betriebstemperatur  $> 120\text{ °C}$

Durchführung mit Leckkontrolle der Sumpfsaugleitung des Not- und Nachkühlsystems (Abb. 2.5.2/4)

#### Kompensator-Durchführungen

Die Rohrleitungen werden mittels Kompensatoren elastisch durch die Sicherheitsbehälterwand geführt. Diese Typen sind dann auszuführen, wenn die Anschlußbelastungen vom Sicherheitsbehälter nicht übernommen werden können.

Durchführung mit Leckkontrolle, Ausblaserohr und Kompensator (Abb. 2.5.2/5)  
(spez. bei FD-Leitung)

Durchführung mit Leckkontrolle, Ausblaserohr und Kompensator (Abb. 2.5.2/6)  
(allgemein)

Durchführung mit Leckkontrolle und Kompensator (Abb. 2.5.2/7)

#### Durchführungen der Lüftungsanlagen

Die Rohrleitungen sind unter Zwischenschaltung der Lüftungsabschlußarmaturen an den Sicherheitsbehälterstutzen angeflanscht. Die Flanschdichtungen sind Doppeldichtungen; die Zwischenräume sind zur Leckkontrolle an das Leckabsaugesystem angeschlossen.

Lüftungsabschlußarmatur DN 500 (Abb. 2.5.2/8)

- geöffnet während Leistungsbetrieb

Lüftungsabschlußarmatur DN 1000 (Abb. 2.5.2/9)

- geschlossen während Leistungsbetrieb

### 2.5.2.2.2 Kabeldurchführungen

Für die Durchführung von Kabeln sind verstärkte Segmentbleche im Sicherheitsbehälter vorgesehen. Diese haben Bohrungen und Dichtflächen, auf welche die eigentlichen Kabeldurchführungen aufgeflanscht werden. Die Abdichtung erfolgt durch Doppeldichtungen mit Prüfanschluß.

Die Kabeldurchführungen bestehen im wesentlichen aus einem Druckflansch aus Stahl mit Bohrungen für die elektrischen Leiter.

#### Glaseinschmelzung der Druckglas-Kabeldurchführungen

Jeder elektrische Leiter ist mit einer Druckglaseinschmelzung in den Flansch isoliert eingesetzt. Die Technik der Druckglaseinschmelzung gewährleistet eine hohe Festigkeit der Glaseinschmelzung und der Bindung zwischen Glas und Metall. Die Ausdehnungskoeffizienten der Teile sind so aufeinander abgestimmt, daß sich bei der Abkühlung nach dem Einschmelzvorgang der äußere Druckring stärker zusammenzieht als der Glasring und der innere Durchführungsbolzen. Dadurch steht das Glas unter Druckvorspannung. Die Druckvorspannungen und damit die Festigkeit werden erst bei Temperaturen über etwa 300 °C abgebaut.

#### Dichtheit und Temperaturbeständigkeit

Die Dichtheit der Durchführungen (Garantiewert für die Leckrate mindestens  $10^{-6}$  bar  $\text{cm}^3/\text{s}$ ) wird im Rahmen der Fertigung mit Helium-Lecktest an jeder Kabeldurchführung festgestellt.

Die Kabeldurchführungen werden gemäß KTA 3404 typ- und eignungsgeprüft in Hinsicht auf Druck und Temperaturbeständigkeit sowie Dichtheit.

Bis 200 °C ist Dauerbeanspruchung mit Temperatur und Druck möglich; diese Temperatur liegt über der Auslegungstemperatur des Sicherheitsbehälters.

#### Reservestellen und Blinddeckel

Nicht mit Kabeldurchführungen belegte Reservestellen des Sicherheitsbehälters werden durch Blinddeckel verschlossen, die wie eine Kabeldurchführung mit einer Doppeldichtung montiert werden.

### 2.5.2.3 Schleusen

Der Zugang in den Sicherheitsbehälter ist während des Reaktorbetriebes nur durch druckfeste, gasdichte Schleusen (Tab. 2.5.2/1) möglich. Der Sicherheitsbehälter kann nur nach Freigabe von der Warte betreten werden. Dies erfolgt in der Regel durch die Personenschleuse und nur im Notfall durch die Notschleusen. Verlassen werden kann der Sicherheitsbehälter ohne Freigabe, jedoch erfolgt eine Meldung auf der Warte. Die Türen der Schleusen öffnen zum Innenraum des Sicherheitsbehälters. 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. Bei abgeschaltetem, drucklosem Reaktor kann die Verriegelung bei der Personenschleuse aufgehoben werden, so daß beide Türen offen stehen können.

Die Dichtungen der Türen und Ausgleichsventile sind als Doppeldichtungen ausgebildet und an das Leckabsaugesystem angeschlossen.

Folgende Schleusen sind vorgesehen:

- eine Personenschleuse (Abb. 2.5.2/10), bemessen für gleichzeitiges Durchschleusen von ca. 20 Personen. Die Türen werden elektrohydraulisch betätigt, können jedoch bei einer Störung auch handbetätigt werden.
- zwei Notschleusen (Abb. 2.5.2/11), bemessen für das gleichzeitige Durchschleusen von je ca. 5 Personen; sie haben handbetätigte Türen. Sie dienen als Rettungswege. Eine liegt in Höhe des Beckenflures, die andere gegenüber der Personenschleuse.
- eine Materialschleuse (Abb. 2.5.2/12), bemessen für das Durchschleusen des Brennelementtransportbehälters; sie hat elektro-hydraulisch betätigte Türen. Sie liegt auf Höhe des Beckenflurs etwa im Äquator des Sicherheitsbehälters. Die Materialschleuse ist nicht für das Durchschleusen von Personen zugelassen.

In jeder Schleuse befindet sich ein Telefon. Die Personenschleuse und die Notschleusen entsprechen den sicherheitstechnischen Anforderungen für begehbare Schleusen in Kernkraftwerken nach KTA 3402.

Die Materialschleuse wird wegen der durch die großen Abmessungen bedingten längeren Druckausgleichs- und Schleuszeiten nicht als begehbar im Sinne der Norm angesehen. Mit Ausnahme der sich speziell aus der Personenschleusung ergebenden Forderungen erfüllt jedoch auch diese Schleuse alle sicherheitstechnischen Anforderungen. Die Materialschleuse entspricht den Forderungen gemäß KTA 3409.

#### 2.5.2.4 Prüfungen

##### Werkstoffprüfung

Zum Nachweis der Werkstoffeigenschaften werden im wesentlichen folgende Prüfungen durchgeführt:

- Nachweis der chem. Zusammensetzung
- Zugversuch
- Warmzugversuch
- Kerbschlagbiegeversuch
- Nachweis der Kerbschlagarbeit in der Hochlage
- Oberflächenbeschaffenheit
- Messung der Blechdicke

##### Bauprüfung

Zur Gütesicherung der Schweißnähte werden folgende Prüfungen durchgeführt:

- Prüfungen an Arbeitsprobenplatten
- Ultraschallprüfungen
- Durchstrahlungsprüfungen
- Oberflächenrißprüfungen

Außerdem wird eine Maßkontrolle des Sicherheitsbehälters durchgeführt, die sich auf Umfang, Unrundheit und Feststellung von örtlichen Formunstetigkeiten erstreckt.

##### Abnahmeprüfung

Durchgeführt werden:

- Dichtheitsprüfungen an Durchführungen und Schleusen
- eine Druckprüfung mit Dehnungs- und Verschiebemessungen
- Leckratenprüfungen beim Auslegungsdruck und dem für wiederkehrende Prüfungen vorgesehenen Überdruck (nach KTA 3405)
- Funktionsprüfungen an den Schleusen (für die Personenschleuse nach KTA 3402)

### Wiederkehrende Prüfungen

Die wiederkehrenden Prüfungen entsprechend KTA 3401.4 am Sicherheitsbehälter bestehen im wesentlichen aus Sichtprüfungen, Dichtheitsprüfungen an Durchführungen, Funktions- und Dichtheitsprüfungen der Schleusen und Lüftungsarmaturen sowie Feststellung der Gesamtleckrate des Sicherheitsbehälters bei einem Überdruck von 0,5 bar; die Behälteroberfläche ist außerhalb des Betonfundaments beidseitig für Prüfung und Besichtigung zugänglich.

Eine Dichtheitsprüfung kann jederzeit an Schleusen, Luftleitungen, Kompensatoren, Kabel- und Rohrdurchführungen und Dichtkasten an der Montageöffnung z. B. mit Halogenschnüffeltest, mit Hilfe des Leckabsaugesystems oder durch Stickstoffvorlage vorgenommen werden.

Die Leckratenprüfung bei einem Überdruck von 0,5 bar kann bei abgeschaltetem Reaktor wiederholt und mit der Erstprüfung bei reduziertem Druck verglichen werden.

**Tabelle 2.5.2/1****Sicherheitsbehälter****Auslegung**

Auslegungsdruck	$p_e$	5,3; - 0,03	bar
Auslegungstemperatur		145	°C
Durchmesser		56	m
Wanddicke des ungestörten Kugelbereiches		38	mm
Prüfdruck	bei Abnahmeprüfung	$p_e$	6,74 bar
	bei wiederkehrender Prüfung	$p_e$	0,5 bar
Auslegungsleckrate bei Auslegungsdruck		0,25	Vol.-%/d
Werkstoff		Feinkornbaustahl nach KTA 3401	

**Materialschleuse**

mit hydraulischem Türantrieb und automatischem Druckausgleich

Durchgangsprofil	ca.	3,10 x 3,10	m
nutzbare Schleusenlänge	ca.	9,7	m

**Personenschleuse**

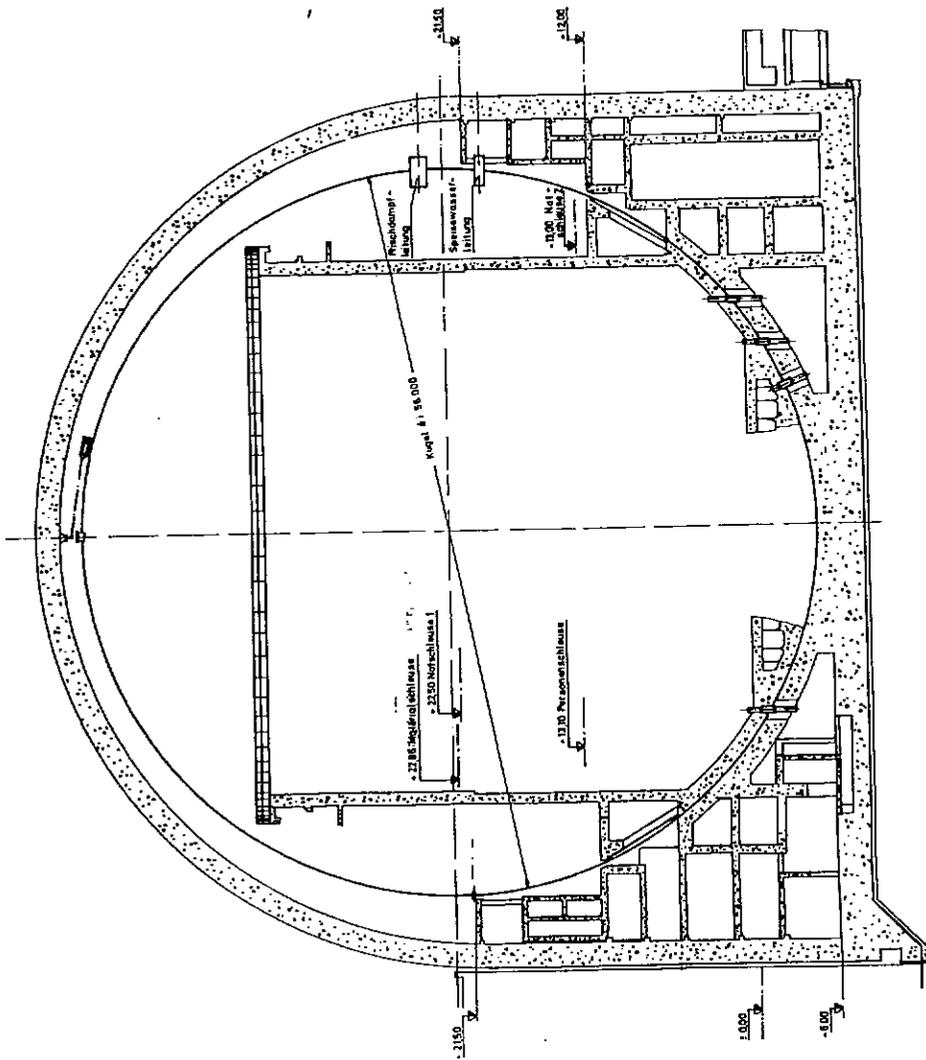
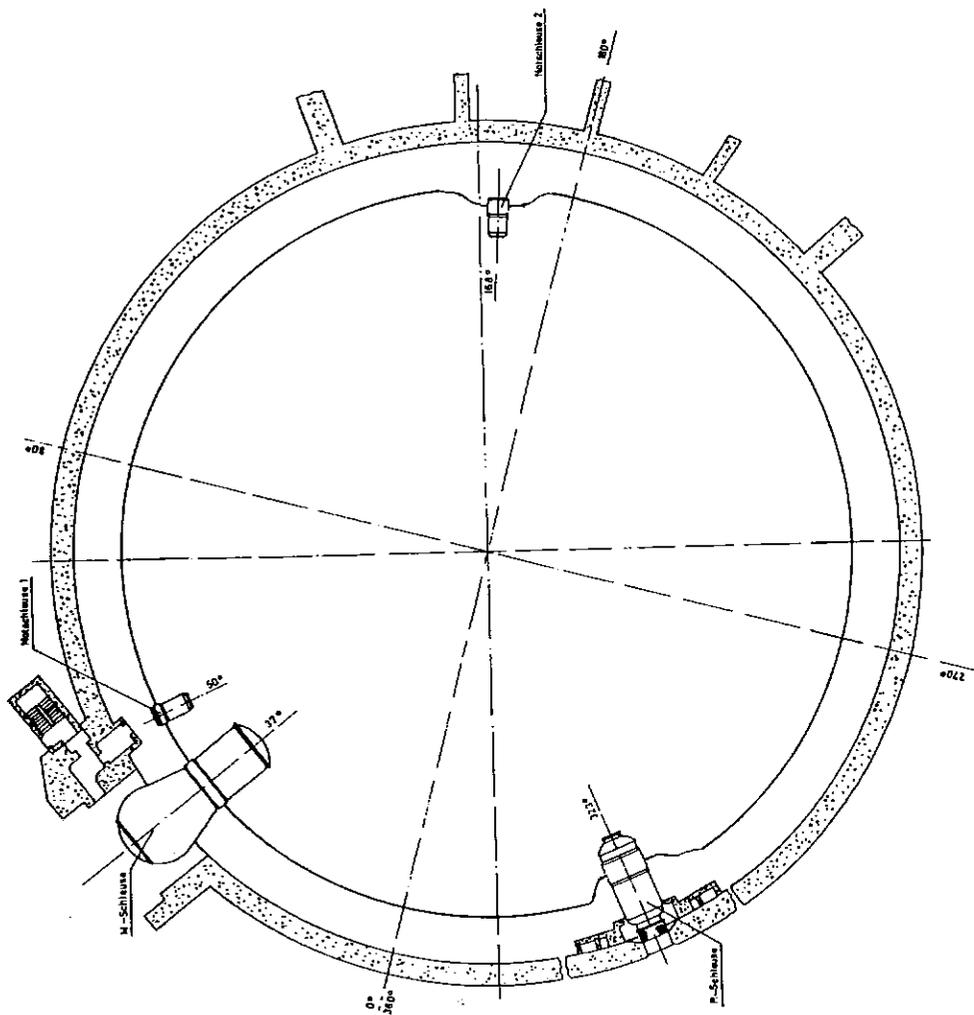
mit hydraulischem Türantrieb und automatischem Druckausgleich

Durchgangsprofil		1,2 x 1,9	m
nutzbare Schleusenlänge	ca.	3,5	m
Fassungsvermögen	ca.	20	Personen

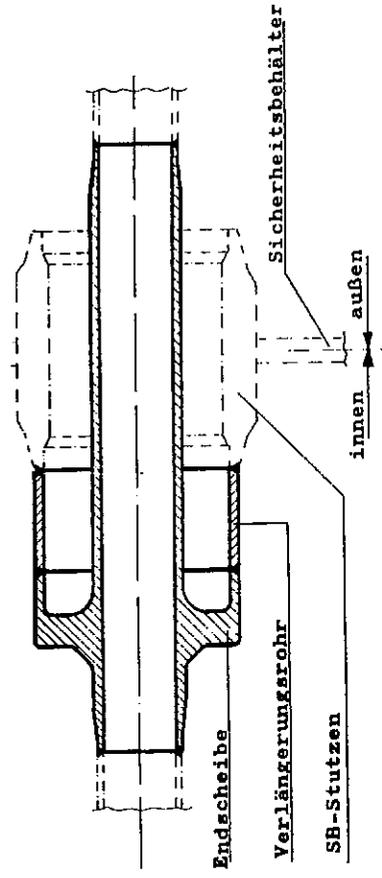
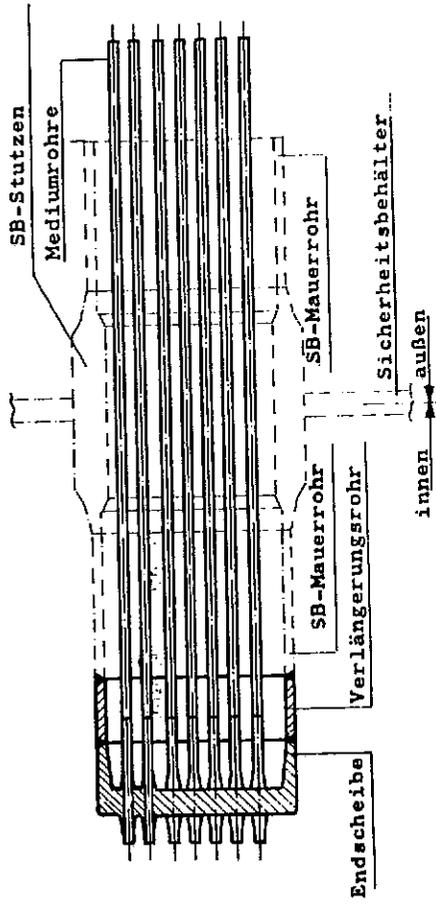
**Notschleuse**

mit mechanischem Türantrieb und automatischem Druckausgleich

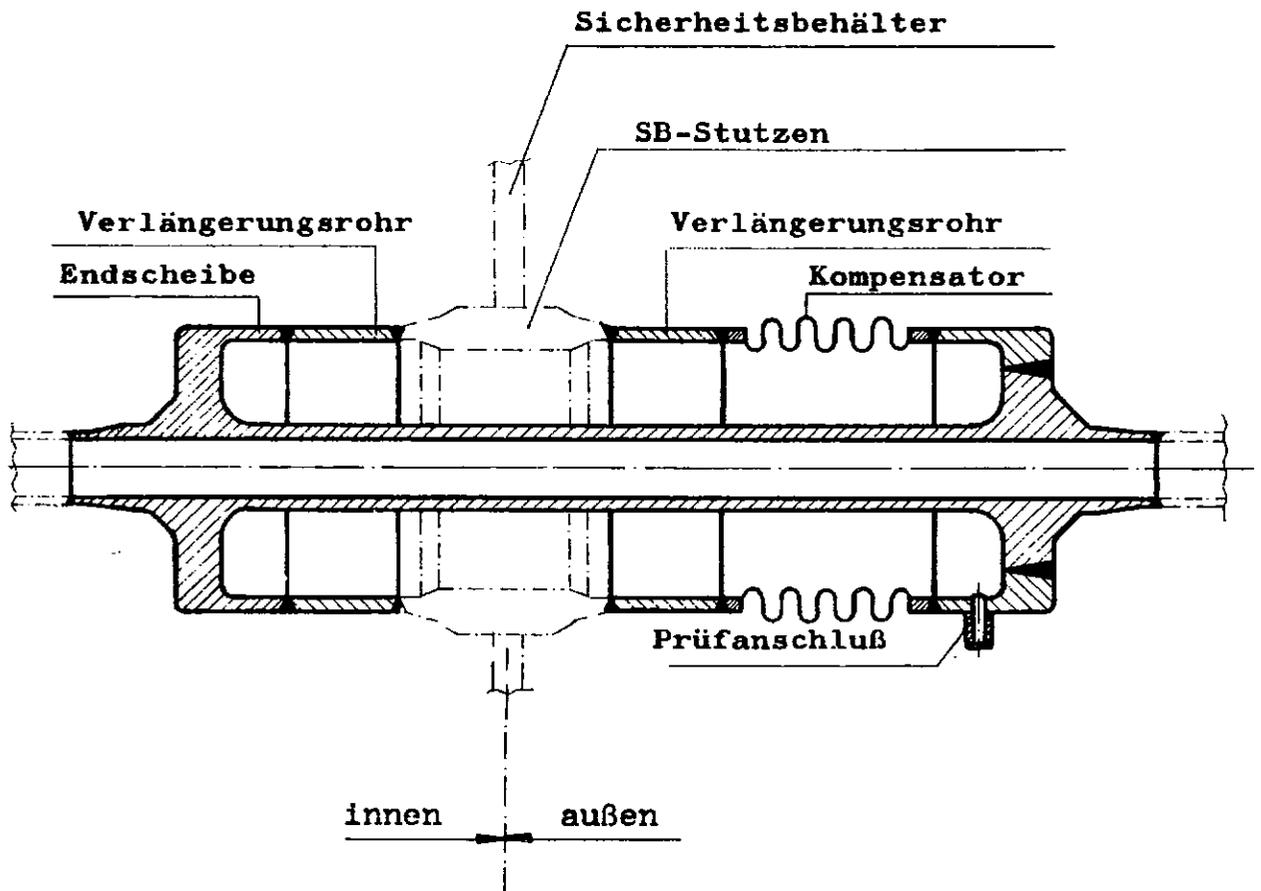
innerer Durchmesser		1,5	m
Türdurchmesser,	Außentür	0,8	m
	Innentür	1,4	m
nutzbare Schleusenlänge	ca.	2,0	m
Fassungsvermögen	ca.	5	Personen



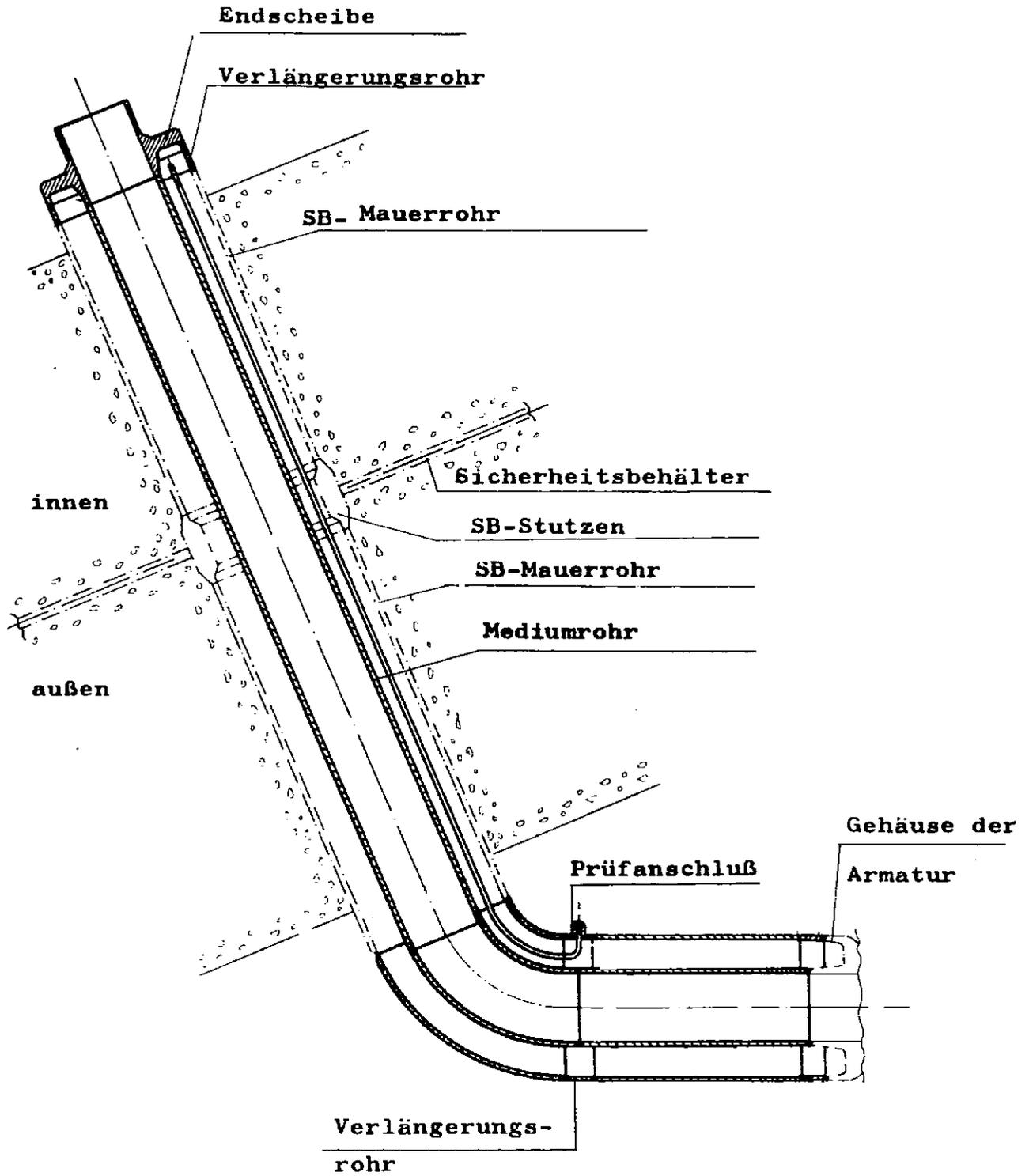
<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Sicherheitsbehälter, 56 m Kugel Prinzipdarstellung	
<b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>	
Abb.: 2.5.2/1	DWR 1300 08.90



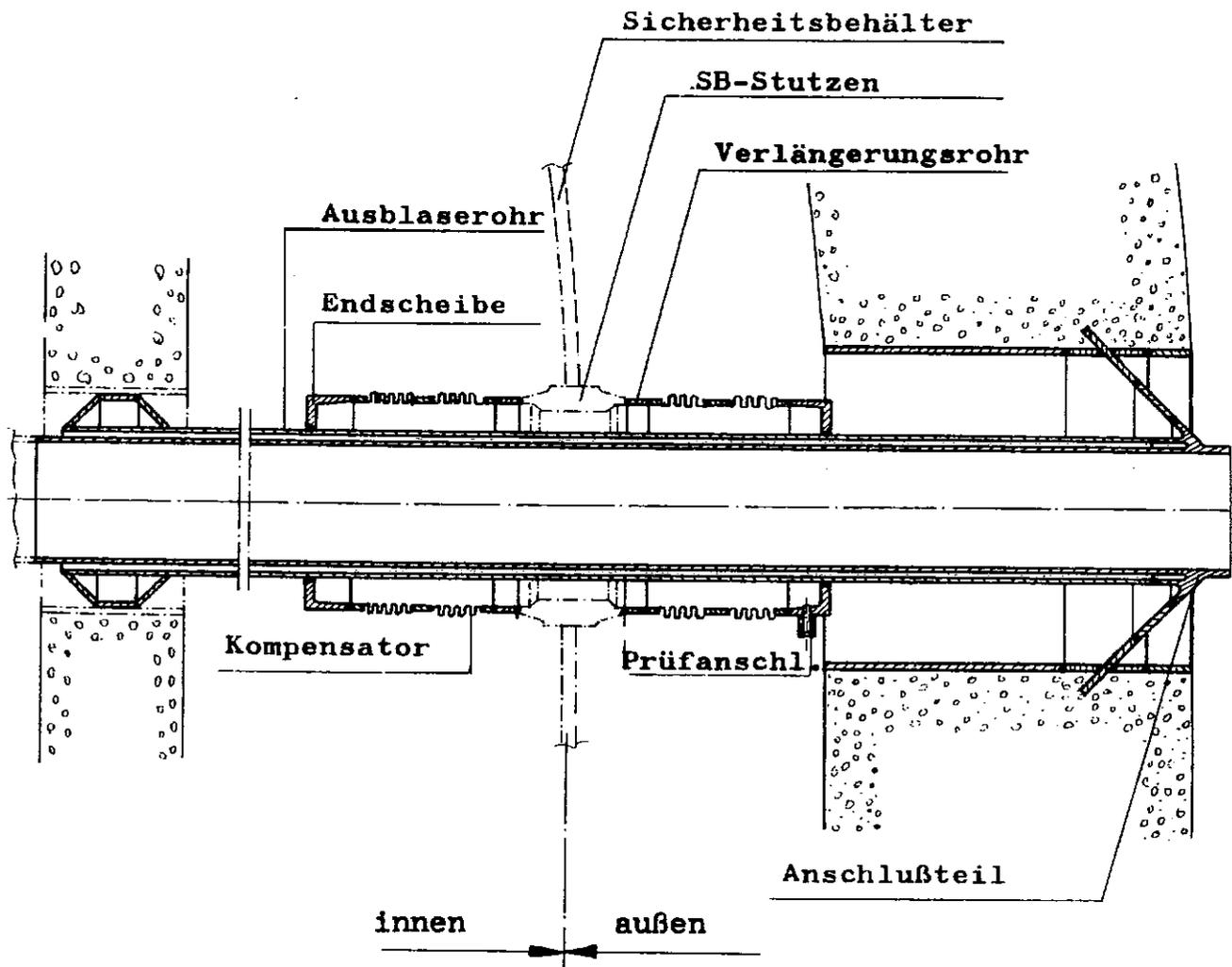
Kernkraftwerk Stendal C/D	
Durchführung ohne Leckkontrolle Prinzipdarstellung	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.5.2/2	DWR 1300 08.90



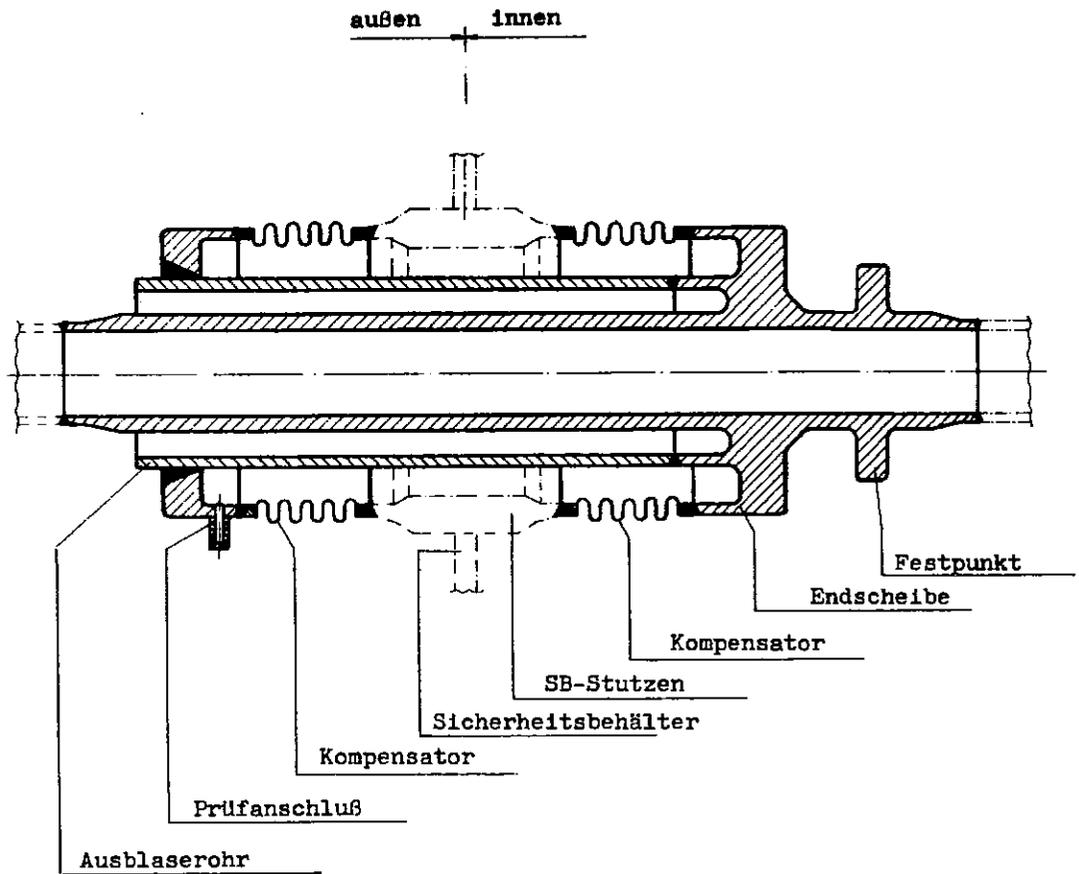
<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Durchführung mit Leckkontrolle Prinzipdarstellung	
<b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.5.2/3	DWR 1300 08.90



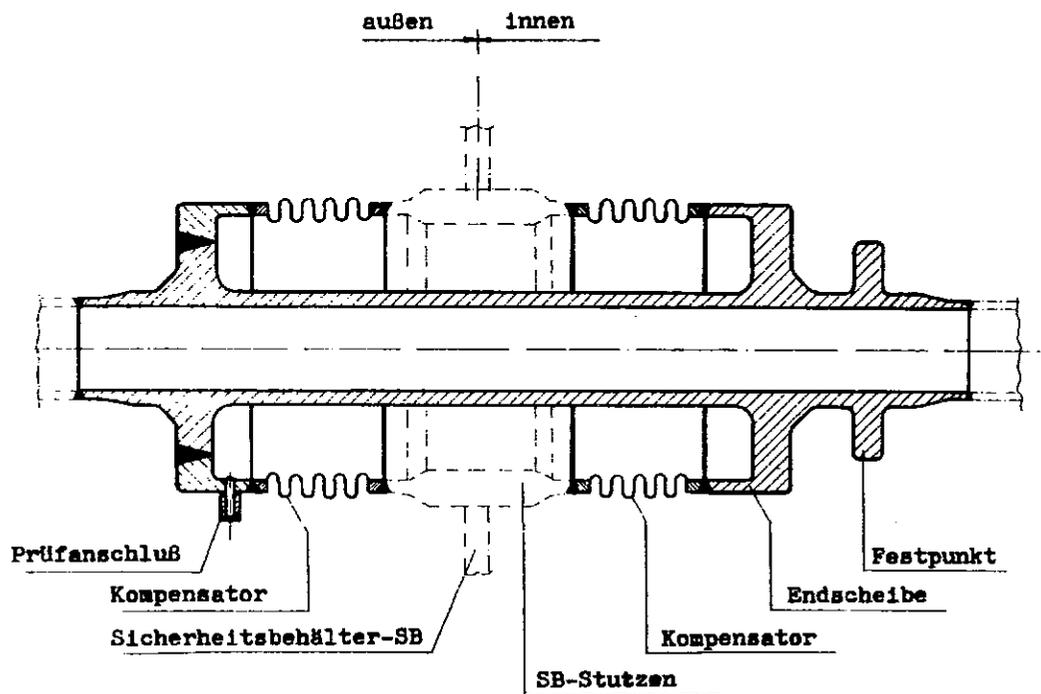
<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Durchführung mit Leckkontrolle für Sumpfsaugleitung des Not- und Nachkühlsystems Prinzipdarstellung	
<b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>	
Abb.: 2.5.2/4	DWR 1300 08.90



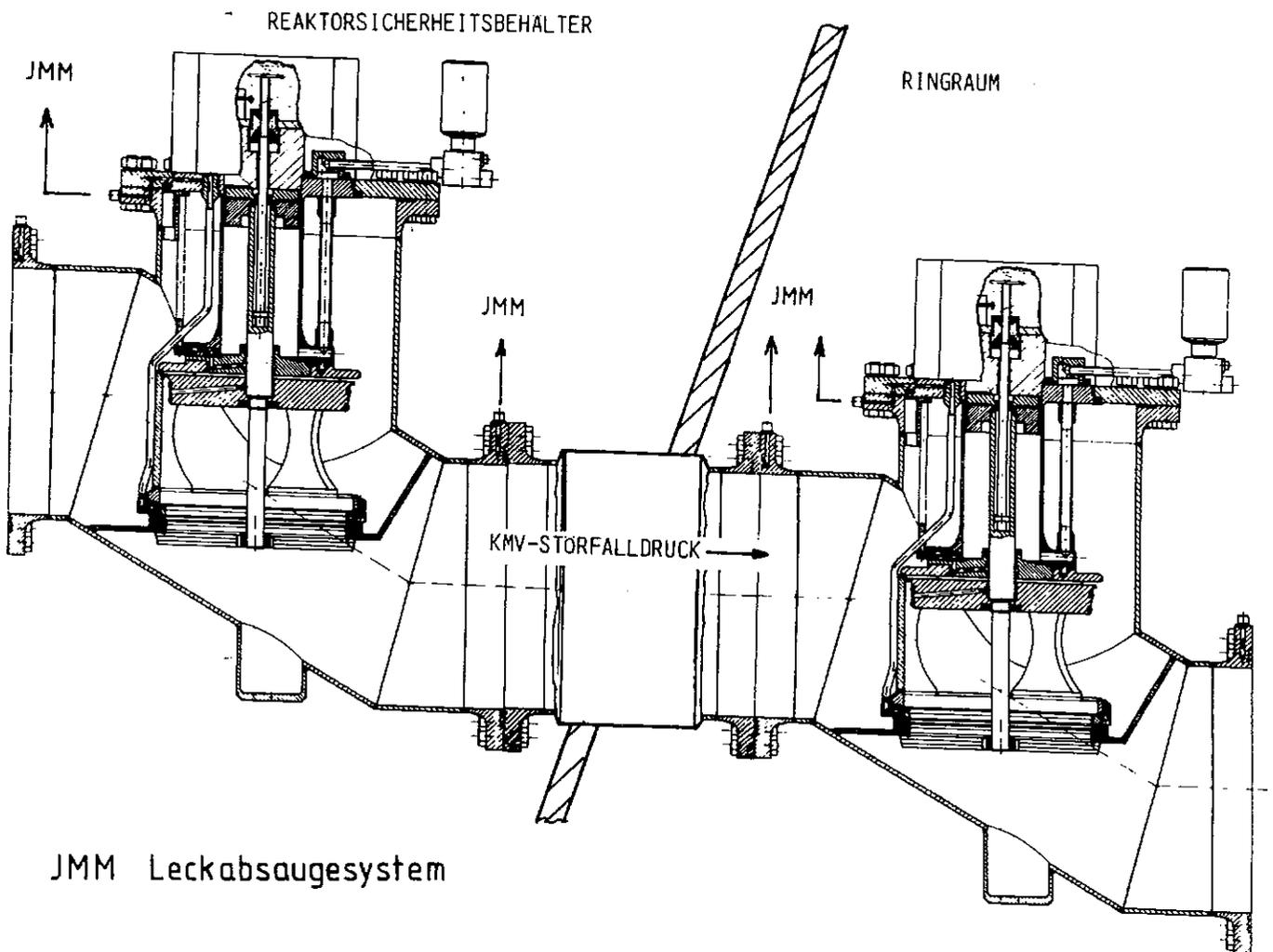
<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Durchführung mit Leckkontrolle, Ausblaserohr und Kompensator Prinzipdarstellung	
<b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.5.2./5	DWR 1300 08.90



<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Durchführung mit Leckkontrolle, Ausblaserohr und Kompensator Prinzipdarstellung	
<b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>	
Abb.: 2.5.2/6	DWR 1300 08.90

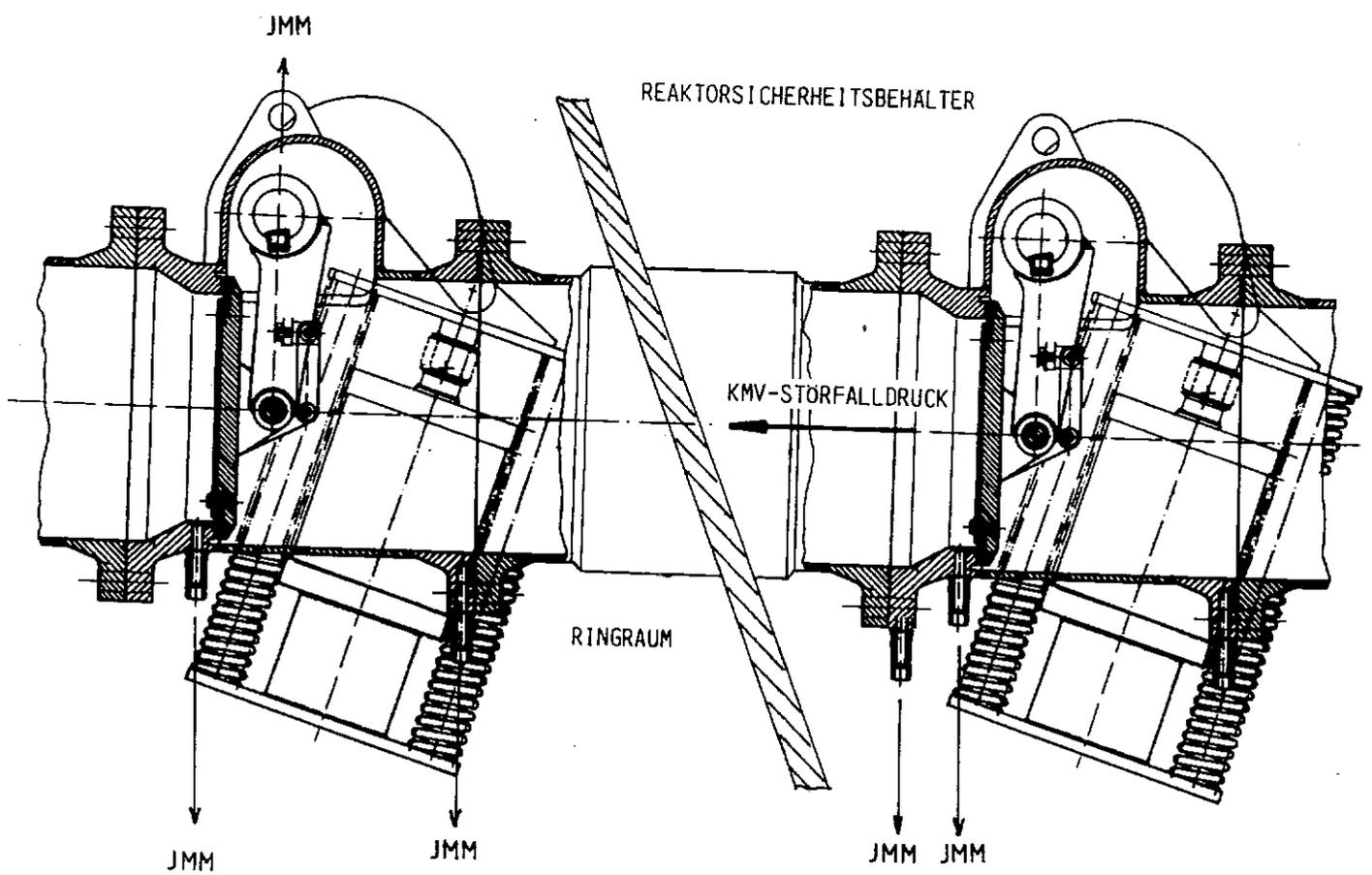


<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Durchführung mit Leckkontrolle und Kompensator Prinzipdarstellung	
<b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.5.2/7	DWR 1300 08.90



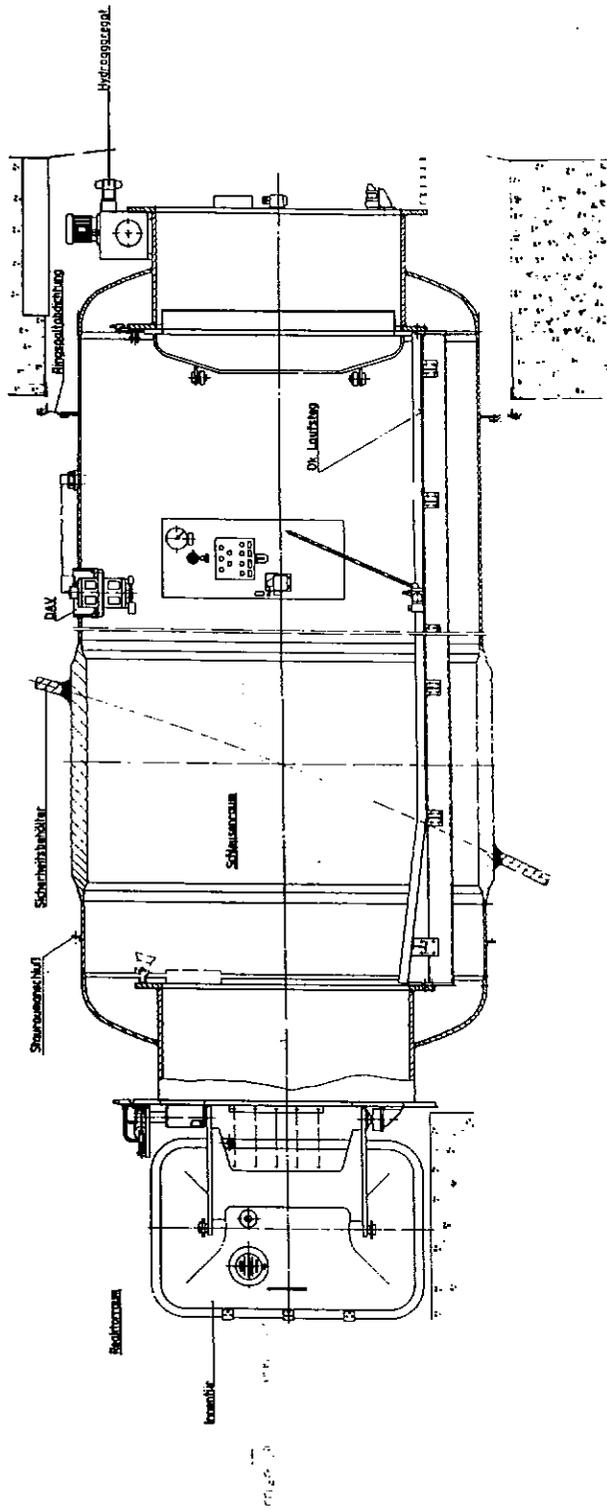
JMM Leckabsaugesystem

<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Lüftungsabschlußarmatur DN 500	
<b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.5.2/8	DWR 1300 08.90

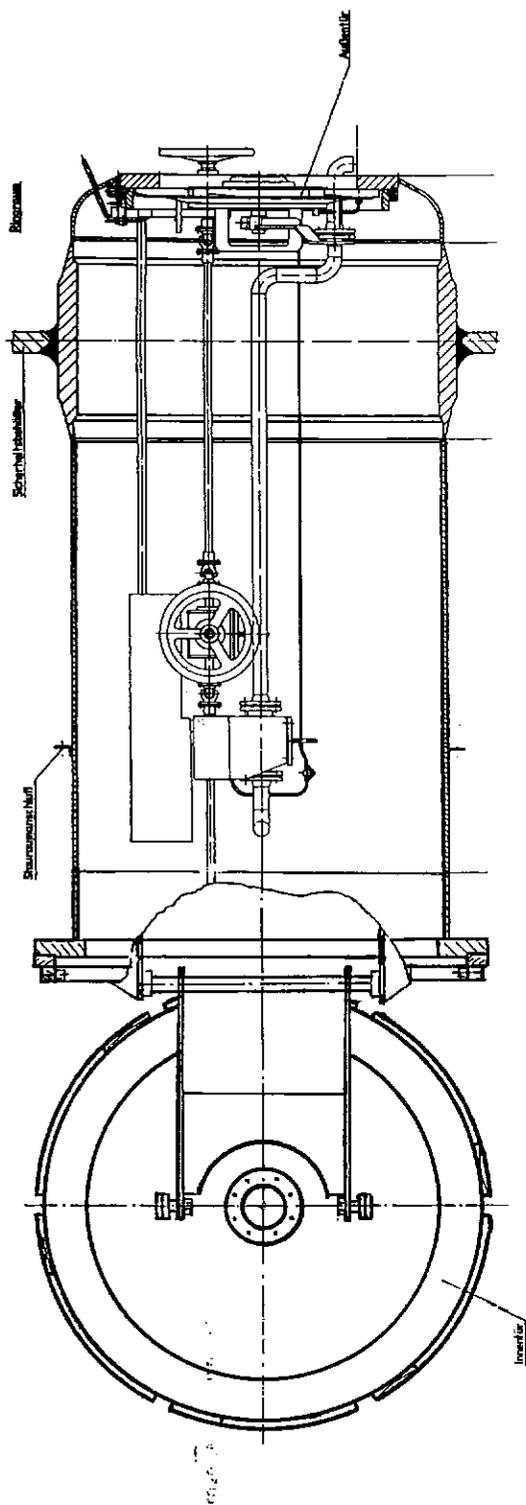


JMM Leckabsaugesystem

<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Lüftungsabschlußarmatur DN 1000	
<b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.5.2/9	DWR 1300 08.90



<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Personenschleuse	
<b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>	
Abb.: 2.5.2/10	DWR 1300 08.90



Kernkraftwerk Stendal C/D	
Notstromerzeuger	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.5.2/11	DWR 1300 08.90



## 2.5.3 Absperrarmaturen und Gebäudeabschluß

### 2.5.3.1 Absperrarmaturen

#### Anordnung

In Rohrleitungen von Systemen, die während des bestimmungsgemäßen Betriebes Reaktorkühlmittel führen und aus dem Sicherheitsbehälter herausführen, sind zwei Absperrarmaturen in Hintereinanderschaltung, jeweils eine innen und eine außen, angeordnet (siehe Abschn. 2.8).

Dasselbe gilt auch für die Durchführung der Lüftungssysteme (Abschn. 2.9.1), die während des bestimmungsgemäßen Betriebes mit der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre offen in Verbindung stehen.

In dem betrieblichen Teil des nuklearen Zwischenkühlsystems (Abschn. 2.11.3) werden ebenfalls zwei Absperrarmaturen (jeweils eine innerhalb und eine außerhalb des Sicherheitsbehälters) angeordnet, obwohl es weder mit dem Reaktorkühlmittel noch mit der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre in Verbindung steht.

#### Bauarten und Schließzeiten

In den Rohrleitungen des Lüftungssystems, die zur Be- und Entlüftung des Sicherheitsbehälters während des Reaktorbetriebes dienen, sind Lüftungsarmaturen mit elektrischen Stellantrieben vorgesehen, die bei Ausfall der zum Offenhalten benötigten Energieversorgung selbsttätig schließen. Ihre Stellzeit beträgt weniger als 3 Sekunden. Lüftungsarmaturen in der Spülluftanlage, die aufgrund von Verriegelungen nur während des drucklosen Zustandes des Reaktors geöffnet werden können, haben eine Stellzeit von höchstens 10 Sekunden.

Bei den Absperrarmaturen mit Motorantrieb der kühlmittelführenden Systeme wird eine Stellzeit von  $\leq 60$  Sekunden eingehalten. Von den Antrieben dieser Absperrarmaturen wird jeweils eine von der unterbrechungslosen Stromversorgung, die andere vom Diesel-Notstromnetz versorgt.

### 2.5.3.2 Gebäudeabschluß

#### Abschließungsprinzip des Sicherheitsbehälters

Das Abschließungsprinzip des Sicherheitsbehälters entspricht KTA 3404, danach werden nach Eintritt eines Kühlmittelverluststörfalles werden alle den Sicherheitsbehälter durchdringenden Betriebssysteme abgeschlossen (Durchdringungsabschluß), die keine Sicherheitsfunktionen zur Abschaltung, Notkühlung, Nachwärmeabfuhr, Sicherstellung langfristiger Unterkritikalität, Vermeidung unzulässiger Aktivitätsabgaben an die Umgebung bei und nach Störfällen haben. Hierzu gehören:

- Volumenregelsystem
- nukleares Probeentnahmesystem
- nukleare Lüftungsanlage
- betrieblicher Teil des nuklearen Zwischenkühlsystems
- nukleare Anlagenentwässerung
- Hilfsmedierversorgung

Bei Freisetzung radioaktiver Stoffe, die zu einem Anstieg der Radioaktivität führen, ohne daß Ansprechgrenzwerte für die Auslösung des Durchdringungsabschlusses erreicht werden, wird Lüftungsabschluß eingeleitet.

#### Anregungen

Bei Kühlmittelverluststörfällen wird der Durchdringungsabschluß vom Reaktorschutzsystem eingeleitet aufgrund einer Kombination der folgenden Anregungen:

- Druck im Reaktorkühlsystem zu tief
- Wasserstand im Druckhalter zu tief
- Druck im Sicherheitsbehälter zu hoch

Bei sonstiger Freisetzung radioaktiver Stoffe (z. B. bei der Brennelementhandhabung oder infolge von Leckagen), bei denen Ansprechgrenzwerte für die Auslösungen des Durchdringungsabschlusses nicht erreicht werden, wird der Lüftungs-

abschluß von der Warte aufgrund von Meldungen des handhabenden Bedienungspersonals vor Ort bzw. automatisch bei Erreichen von Grenzwerten der Aktivitätsüberwachung (Aktivität in der Sicherheitsbehälter-Abluft zu hoch) eingeleitet.

Die Prüfung der Auslösesignale sowie der aktiven Komponenten erfolgt zyklisch (siehe Abschn. 2.15.4.3).

### Absperrung von Sicherheitssystemen

Durchdringende Rohrleitungen von Systemen, die der Abschaltung, Notkühlung, Nachwärmeabfuhr, Sicherstellung langfristiger Unterkritikalität, Vermeidung unzulässiger Aktivitätsabgaben an die Umgebung sowie der Einhaltung der mechanischen und thermischen Auslegungsbedingungen des Sicherheitsbehälters bei und nach Störfällen dienen, gehören zum Sicherheitssystem, das bei einem Kühlmittelverluststörfall nicht abgesperrt werden darf. Hierzu gehören insbesondere

- das Not- und Nachkühlsystem sowie das Beckenkühlsystem
- Zusatzboriersystem
- Frischdampf- und Speisewassersystem bis einschließlich erster Absperrung vom Dampferzeuger aus gesehen
- Notspeisesystem.

Die Bedingungen, unter denen Bestandteile dieser Systeme ganz bzw. teilweise abgesperrt werden dürfen, werden entsprechend dem Störfallablauf im einzelnen festgelegt.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall mit Anregung der Hochdruck-Einspeisung z. B. werden die Frischdampf- und Speisewasserleitungen nicht abgesperrt, da das Reaktorkühlsystem noch druckführend ist und die Dampferzeuger als Wärmesenke weiter betrieben werden. Nach Anregung der Niederdruck-Einspeisung durch das Not- und Nachkühlsystem werden auch die Frischdampf- und Speisewasserleitungen geschlossen.

## **2.5.4 Hilfssysteme**

(Abb. 2.5.4/1 bis 3)

### **2.5.4.1 Leckabsaugesystem (JMM)**

Das Leckabsaugesystem (Abb. 2.5.4/1) hat die Aufgabe, während eines Störfalls auftretende Leckagen an Sicherheitsbehälterdurchdringungen zu erfassen und in den Sicherheitsbehälter zurückzupumpen. Dadurch soll die Abgabe radioaktiver Stoffe aufgrund von Undichtigkeiten des Sicherheitsbehälters vermindert werden.

Das Leckabsaugesystem ist im Ringraum des Reaktorgebäudes untergebracht. Es besteht aus zwei parallelen, voneinander unabhängigen Kompressorsträngen, die im Falle eines Kühlmittelverluststörfalls vom Notkühlvorbereitungssignal beide gestartet werden. Das System ist an die Notstromversorgung angeschlossen.

Die Förderhöhe der Kompressoren wird durch Sicherheitsventile auf den Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters begrenzt.

Leckagen können vornehmlich dort auftreten, wo Dichtflächen betriebsmäßig auf- und zugefahren werden. Das trifft in erster Linie für alle Schleusentore mit ihren Betätigungselementen zu, bei denen der Ringspalt zwischen den Doppeldichtungen abgesaugt wird. Außerdem sind die Räume zwischen den Doppeldichtungen an den Lüftungsarmaturen an das Leckabsaugesystem angeschlossen.

Mit einer Durchflußmessung auf der Druckseite kann bei einer Betriebsprüfung die Leckage ermittelt werden. Durch gezieltes Schließen der in der Bereitschaftsstellung geöffneten Magnetventile können die verschiedenen Sicherheitsbehälterdurchführungen angesteuert und bei der Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters überprüft werden.

### 2.5.4.2 Einrichtungen zur Begrenzung der Wasserstoff-Konzentration

Nach einem Kühlmittelverluststörfall (KMV) kann durch verschiedene Mechanismen wie

- Radiolyse im Kern
- Radiolyse im Sumpf
- Radiolyse im Brennelementbecken
- Metall-Wasser-Reaktion im Kern
- sonstige Metall-Wasser-Reaktionen

Wasserstoff ( $H_2$ ) gebildet werden.

Die Berechnungsvorschriften für  $H_2$ -Bildung sind in der RSK-Leitlinie 24 festgelegt. Die  $H_2$ -Bildung darf weder integral noch lokal zu zündfähigen Konzentrationen ( $> 4$  Vol.%  $H_2$  in Luft) führen.

Hierzu steht das  $H_2$ -Überwachungs- und Begrenzungssystem zur Verfügung. Entsprechend seiner Aufgabenstellung gliedert es sich in zwei voneinander unabhängige Teilsysteme, das  $H_2$ -Überwachungssystem und das  $H_2$ -Begrenzungssystem, welches wiederum in das  $H_2$ -Durchmischungssystem und das  $H_2$ -Abbausystem unterteilt wird.

#### 2.5.4.2.1 Wasserstoff-Überwachungssystem (JMU)

Zur Bestimmung der örtlichen und zeitlichen Verteilung des Wasserstoffs innerhalb des Sicherheitsbehälters (SB) wird ein Meßsystem vorgesehen. Die Anzahl und die Anordnung der Meßstellen wird so gewählt, daß eine repräsentative Aussage über die Wasserstoffverteilung innerhalb des Sicherheitsbehälters möglich ist (Abb. 2.5.4/2).

Das  $H_2$ -Überwachungssystem ist störfallfest ausgeführt, so daß es durch die bei einem KMV auftretenden Belastungen keine unzulässige Einschränkung seiner Funktionstüchtigkeit erfährt.

#### 2.5.4.2.2 Wasserstoff-Durchmischungssystem (JMV)

Das H<sub>2</sub>-Begrenzungssystem ist ebenfalls im SB angeordnet. Es besteht aus zwei Leitungssystemen, die jeweils einen Rekombinations- und zwei Durchmischungsstränge beinhalten. Die Durchmischungsstränge bilden das H<sub>2</sub>-Durchmischungssystem.

Zur Verhinderung von örtlichen zündfähigen Wasserstoffkonzentrationen in einzelnen Teilbereichen des SB nach einem KMV sind die zwei Durchmischungsstränge (Abb. 2.5.4.2/2) mit jeweils zwei Gebläsen zur Zwangsdurchmischung der Sicherheitsbehälteratmosphäre vorgesehen.

Bei unzulässigen H<sub>2</sub>-Konzentrationsunterschieden in einzelnen Raumbereichen werden die Durchmischungsstränge nach Einschalten aller vier Gebläse solange im Mischbetrieb betrieben, bis eine weitgehende Homogenisierung der SB-Atmosphäre herbeigeführt ist. Dabei werden die Rekombinationsstränge kalt durchströmt.

Das Umwälzsystem ist so ausgelegt und angeordnet, daß es im Anforderungsfall eine zuverlässige Durchmischung der SB-Atmosphäre und damit gleichmäßige Wasserstoffverteilung bewirkt.

#### 2.5.4.2.3 Wasserstoff-Abbausystem (JMT)

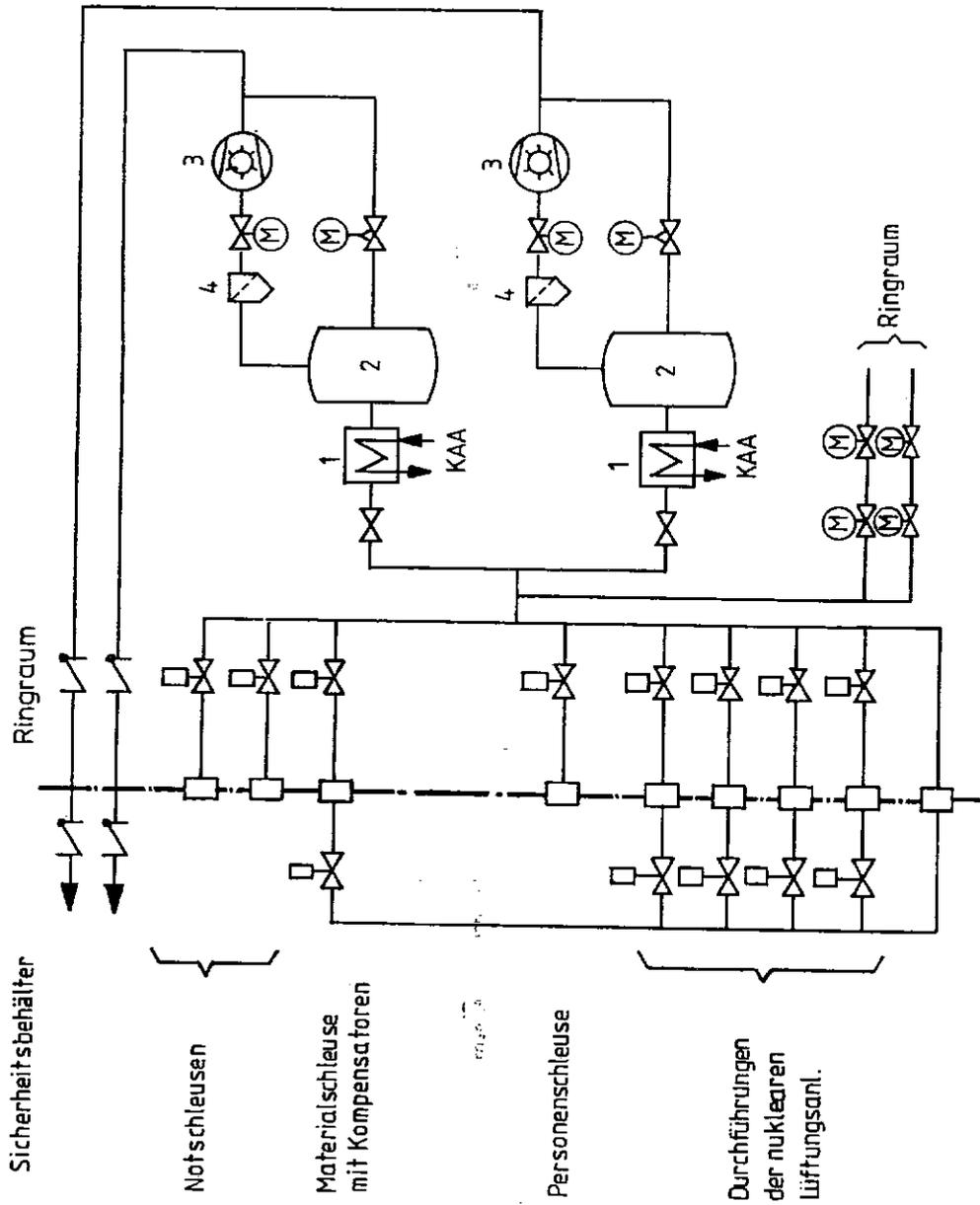
Mit einem der beiden Rekombinationsstränge, die das H<sub>2</sub>-Abbausystem (Abb. 2.5.4/3) bilden und jeweils einem Durchmischungsstrang zugeordnet sind, wird die Ausbildung einer integralen zündfähigen Wasserstoffkonzentration verhindert, sowie in der Nachstörfallphase eine Verminderung der Wasserstoffkonzentration erreicht.

Bei Erreichen einer vorgegebenen integralen H<sub>2</sub>-Grenzkonzentration wird in einem Leitungssystem das Gebläse eines Durchmischungsstranges eingeschaltet. Die im benachbarten Durchmischungsstrang befindliche Lüftungsklappe wird geschlossen. Ein Teilstrom strömt nun durch den Rekombinationsstrang, und der andere Teilstrom durch den Durchmischungsstrang.

Danach wird der diesem Leitungssystem zugehörige Rekombinator eingeschaltet.

Nach Erreichen einer bestimmten Temperatur erfolgt exotherm die Rekombination von  $H_2$  und  $O_2$ .

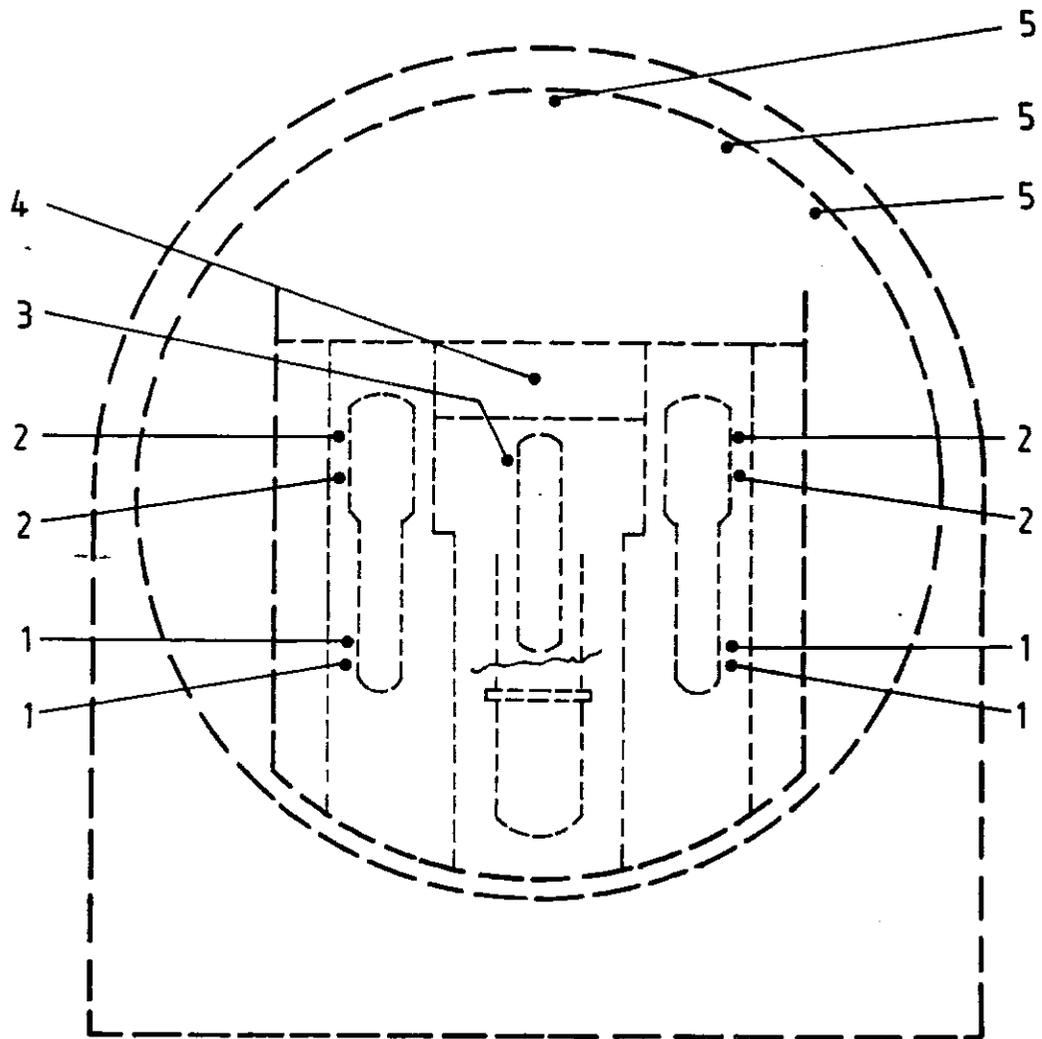
Die heißen Abgase des Rekombinators werden vom kälteren Luftstrom des Durchmischungsstranges in einem Luft/Luft-Wärmetauscher abgekühlt. Bei Ausfall eines Gebläses kann auf das zweite Gebläse dieses Durchmischungsstranges eingeschaltet werden. Sollte eine weitere für den Rekombinationsprozeß wichtige Komponente ausfallen, so steht das zweite Leitungssystem mit zwei Gebläsen und einem Rekombinator zur Verfügung.



- 1 Gaskühler
- 2 Pufferbehälter
- 3 Wasserringkompressor
- 4 Schmutzfänger

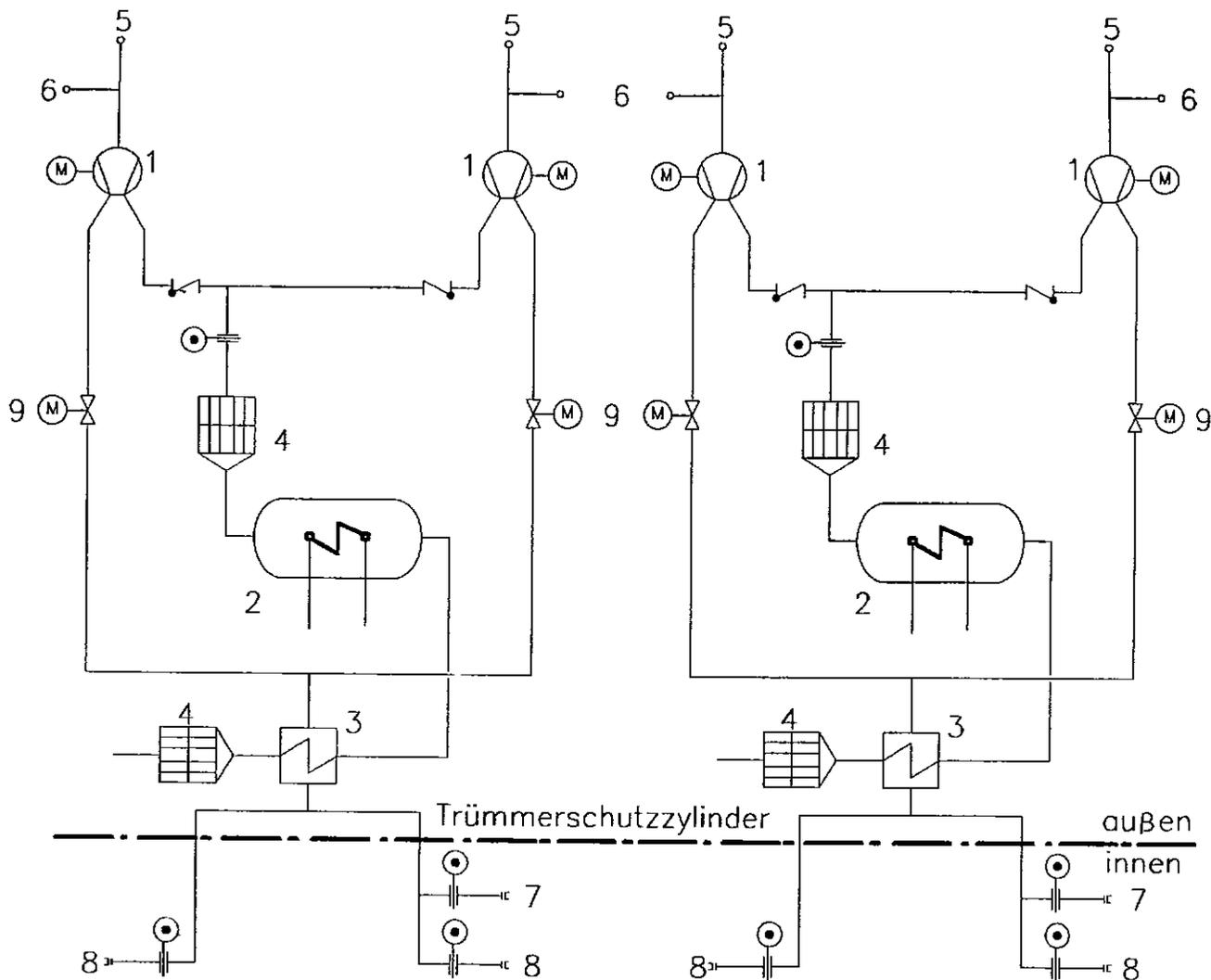
KAA Nukleares Zwischenkühlsystem  
(Sicherheits-technische Kühlkreise)

<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Leckabsaugesystem ( JMM ) Prinzipdarstellung	
<b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>	
Abb.: 2.5.4/1	DWR 1300 08.90



- 1 H<sub>2</sub>-Messung untere DE-Räume 1, 2, 3 u. 4
- 2 H<sub>2</sub>-Messung obere DE-Räume 1, 2, 3 u. 4
- 3 H<sub>2</sub>-Messung Druckhalterraum
- 4 H<sub>2</sub>-Messung Druckhalterarmaturenraum
- 5 H<sub>2</sub>-Messung Kuppel RSB

<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
H <sub>2</sub> -Überwachungssystem ( JMU ) Prinzipdarstellung	
<b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>	
Abb.: 2.5.4/2	DWR 1300 08.90



- 1 Gebläse
- 2 Rekombinator
- 3 Wärmetauscher
- 4 Flammensperre
- 5 Kuppelabsaugung
- 6 Absaugung außerhalb Trümmerschutzzylinder
- 7 Teilstrom Druckhalterraum
- 8 Teilstrom DE-Räume 1, 2, 3 u. 4
- 9 Lüftungsclappen

<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
H <sub>2</sub> -Begrenzungssystem und Abbausystem ( JM/JMT ) Prinzipdarstellung	
<b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>	
Abb.: 2.5.4/3	DWR 1300 08.90

## **2.5.5 Betoneinbauten des Sicherheitsbehälters und Sicherheitsbehältersumpf**

(Abb. 2.5.5/1 ü. 2)

### **2.5.5.1 Betoneinbauten**

Die Betoneinbauten des Sicherheitsbehälters haben folgende Aufgaben:

- **Schutz**  
Schutz vor Folgeschäden bei Kühlmittelverluststörfällen. Dabei sollen benachbarte Teile des gleichen Systems oder benachbarter Systeme sowie der Sicherheitsbehälter vor Schäden geschützt werden.
- **Strahlungsabschirmung**  
Die Strahlung muß abgeschirmt werden, um bei Wartungsarbeiten an Komponenten des Reaktorkühlsystems sowie bei Arbeiten in den Betriebsräumen die Strahlenexposition niedrig zu halten.
- **Abstützung der Komponenten**  
Die Einbauten nehmen über die Abstützungen die Kräfte auf, die von den Komponenten in das Gebäude abgeleitet werden müssen und führen sie in die Sohlplatte.
- **Raumaufteilung**  
Die Einbauten teilen den Sicherheitsbehälter in Anlagen- und Betriebsräume auf und ermöglichen die Lüftungstechnische Aufrechterhaltung eines Druckgefälles mit abnehmendem Druck zu den Räumen, die Komponenten des Reaktorkühlsystems (RKS) und unmittelbar an das RKS angeschlossene Systeme enthalten.

Die wesentlichen Einbauten des Sicherheitsbehälters sind in Abb. 2.5.5/1 dargestellt. Es sind dies:

- **Reaktorschild (1)**  
Der Reaktorschild umgibt zylinderförmig den Reaktordruckbehälter und schließt unten an die Kugelkalotte (9) und oben an die Decke (7) an.

- Trennwände (2)  
Diese trennen die jeweils nebeneinanderliegenden Teile des Reaktorkühlsystems und schließen oben an die Decke (7) an. Die Trennwände erstrecken sich in der Horizontalen vom Reaktorschild (1) bis zur Schürze (3) bzw. zur Wandscheibe (4).
- Schürze (3)  
Durch die Schürze werden Teile des Reaktorkühlsystems in Richtung der Zylinderwand (10) abgedeckt. Die Schürze schließt oben an die Decke (7) an.
- Wandscheiben (4)  
Diese trennen die Anlagenräume von den anschließenden Betriebsräumen. Die Wandscheiben schließen unten an die Kugelkalotte (9) an, erstrecken sich nach oben über die gesamte Höhe der Betriebsräume und verbinden sehnenförmig die Zylinderwand (10).
- Druckhalterschutzwände (5)  
Diese umgeben den Druckhalter vornehmlich im Bereich benachbarter Teile des Reaktorkühlsystems und führen vom Reaktorschild (1) zur Wandscheibe (4).
- Reaktorraumdecke (6)  
Die Riegeldecke aus Stahlbeton schließt den Reaktorraum nach oben hin ab.
- Decke (7)  
Reaktorkühlsystem und Wasser-Dampf-Kreislauf werden durch die Decke (7) getrennt. Sie erstreckt sich über den gesamten Bereich zwischen Reaktorschild (1), Schürze (3), den Wandscheiben (4) und den Druckhalterschutzwänden (5). In ihr befinden sich Durchdringungen für die Dampferzeuger und Pumpenaufbauten.
- Unterzüge (8)  
Sie dienen als Schutz der sich gegenüberliegenden Kühlmittleitungen. Sie reichen vom Reaktorschild (1) bis zur Schürze (3) und sind oben an die Decke (7) angeschlossen.
- Kugelkalotte (9)  
Die Kugelkalotte schließt die Anlagenräume nach unten ab und erstreckt sich

über den gesamten Bereich innerhalb der Zylinderwand (10). Sie bildet in diesem Bereich den Schutz des Sicherheitsbehälters.

- Schutzzylinder (10)  
Der Schutzzylinder erstreckt sich von der Kugelkalotte (9) über die gesamte Höhe der Betriebsräume. Neben dem seitlichen Schutz des Sicherheitsbehälters bildet er die Tragkonstruktion für den Reaktorgebäudekran. Er schirmt die Dampferzeuger zu den Betriebsräumen hin ab.
- Strahlenschutzwand (11)  
Die Strahlenschutzwand steht auf der Schürze (3) oberhalb der Decke (7) und umgibt je zwei Dampferzeuger in Richtung zur Zylinderwand (10) und zur Kühlmittelpumpe.
- Dampferzeugerdecke (12)  
Diese schließt die Anlagenräume nach oben zu den Betriebsräumen ab. Sie enthält Überströmklappen zum Druckausgleich zwischen Anlagen- und Betriebsräumen bei Kühlmittelverluststörfällen. Sie schließt an einer Seite an den Schutzzylinder (10) und an den übrigen drei Seiten an die Anlagenraumwand (14) an.
- Reaktorraumwand (13)  
Die Reaktorraumwand bildet den seitlichen Abschluß des über dem Reaktor-druckbehälter liegenden Reaktorraumes und trennt diesen von den Anlagenräumen und vom Brennelementbecken. Sie schließt unten an die Decke (7) an und ist oben durch die Reaktorraumdecke (6) abgeschlossen.
- Anlagenraumwand (14)  
Diese trennt die Betriebsräume von den Anlagenräumen im oberen Bereich der Dampferzeuger und dient zur lufttechnischen Trennung der Räume und zum Strahlenschutz; sie wird als Stahlbeton-Fertigteilwand ausgeführt.

Die im einzelnen noch feinere Raumgliederung dient zur Aufnahme von Systemen, Komponenten und Armaturen.

### 2.5.5.2 Sicherheitsbehältersumpf

(Abb. 2.5.5/2)

Das unterste Geschoß des Sicherheitsbehälters dient als Sicherheitsbehältersumpf. Er hat die Aufgabe, im Sicherheitsbehälter auftretende Leckagen zu sammeln, die nicht vom Gebäudeentwässerungssystem (Abschn. 2.8.8) erfaßt werden; er ist so bemessen und ausgebildet, daß er bei Kühlmittelverluststörfällen Kühlmittel und Borwasser sammeln und den Nachkühlpumpen des Not- und Nachkühlsystems für den Sumpfbetrieb zur Verfügung stellen kann (Abschn. 2.8.2.2).

Der Sicherheitsbehältersumpf umgibt ringförmig den Reaktorschild; Trennwände mit Durchströmöffnungen teilen den Sicherheitsbehältersumpf in

- 2 Sammelkammern, die den Reaktorschild umschließen und
- 4 Sumpfkammern, die den Strängen des Not- und Nachkühlsystems zugeordnet sind und in die Sumpfleitungen der Nachkühlpumpen einbinden.

Betonabdeckungen schützen die Sumpfkammern vor herabfallenden Bruchstücken. Gitterrostbühnen trennen die Sammelkammern von den darüber liegenden unteren DE-Räumen und sorgen für ungehinderten Durchfluß des Kühlmittels bei einem Kühlmittelverluststörfall; die Gitterrostbühnen verhindern, daß große Teile in die Sammelkammern gelangen.

Siebe in den Durchströmöffnungen der Trennwände zwischen Sammel- und Sumpfkammern verhindern, daß kleinere Festkörper, die die Funktion der Nachkühlpumpen gefährden können, in die Sumpfkammern gelangen; sie ermöglichen jedoch einen ausreichenden Zufluß zu den Sumpfleitungen.

Sumpfkammern und Sammelkammern sind normalerweise trocken.

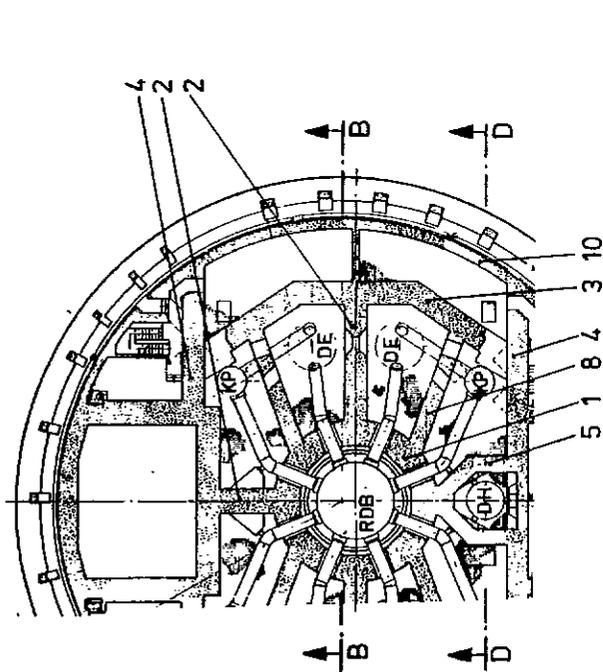
Zur Entwässerung der Anlagenräume sind in die Böden der Sammelkammern zylindrische Vertiefungen eingelassen, in die die Gebäudeentwässerungspumpen eintauchen.

Um kleinere Leckagen auf die Sammelkammern zu beschränken, sind vor den tiefer liegenden Sumpfkammern Überlaufschwelle angeordnet.

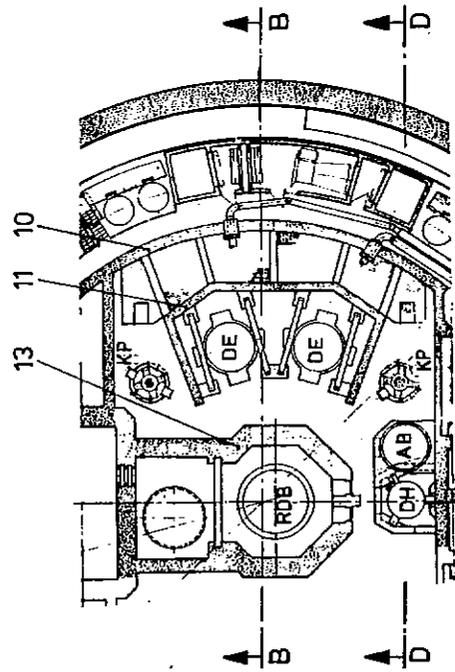
Reaktorgrube und Sammelkammern sind mit Durchströmöffnungen miteinander verbunden, die im störungsfreien Betrieb durch Klappen verschlossen sind.

Wasserstand und Temperatur im Sicherheitsbehältersumpf werden angezeigt.

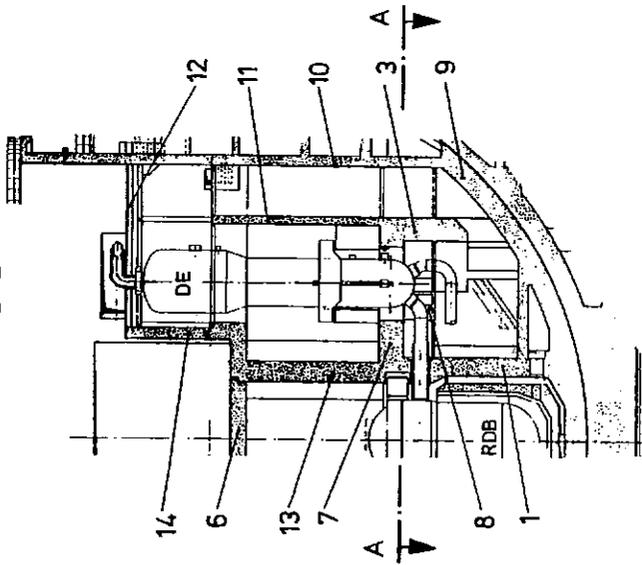
Schnitt A-A  
(Höhe +9,00 m)



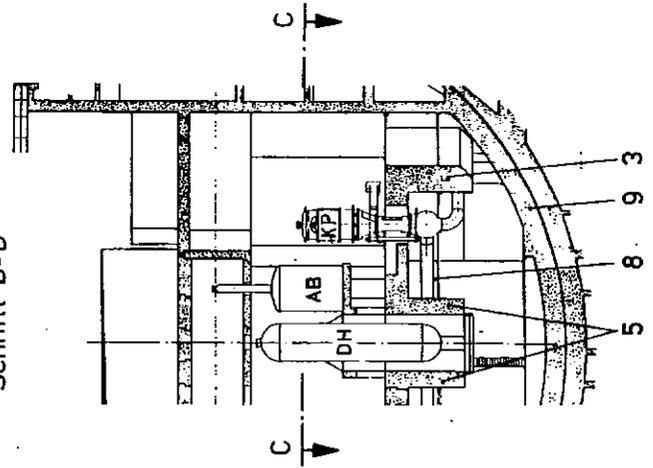
Schnitt C-C  
(Höhe +16,40 m)



Schnitt B-B



Schnitt D-D



- 1 Reaktorschild
- 2 Trennwände
- 3 Schürze
- 4 Wandscheiben
- 5 Druckhalterschutzwände
- 6 Reaktorraumdecke
- 7 Decke
- 8 Unterzüge
- 9 Kugelkalotte
- 10 Schutzzyliner
- 11 Strahlenschutzwand
- 12 Dampferzeugendecke
- 13 Reaktorraumwand
- 14 Anlagenraumwand

- RDB Reaktordruckbehälter
- KP Kühlmittelpumpe
- DE Dampferzeuger
- DH Druckhalter
- AB Abblasebehälter

Kernkraftwerk Stendal C/D

Einbauten des Sicherheitsbehälters

Prinzipdarstellung

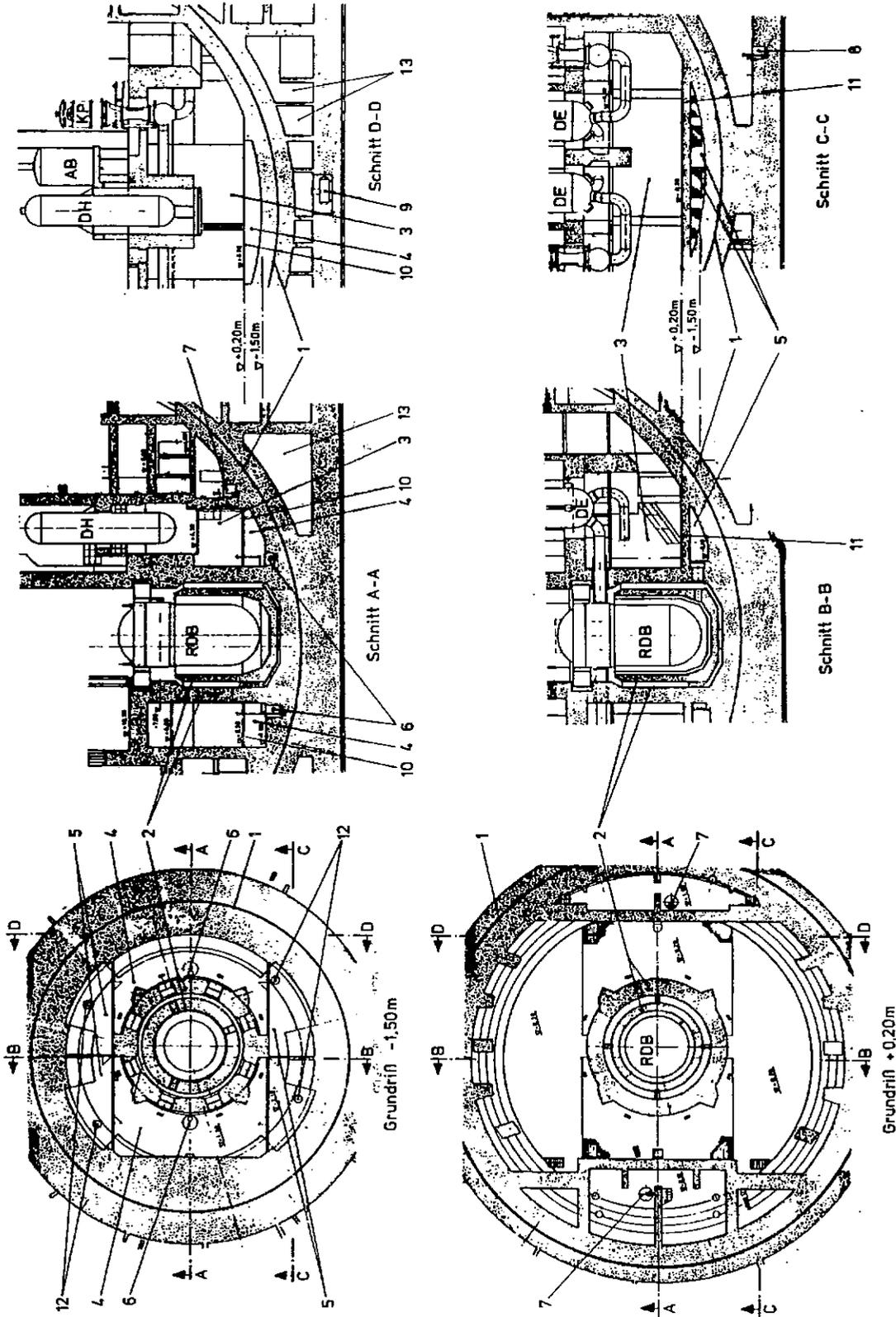
SIEMENS Energieerzeugung KWU

Abb.: 2.5.5/1

DWR 1300 08.90

- 1 Sicherheitsbehälter
- 2 Reckerschild
- 3 Untere Dampferzeuger-Räume
- 4 Sammelkammer
- 5 Sumpfkammer
- 6 Gebäudenwässerungsumpl/Anlagenräume
- 7 Gebäudenwässerungsumpl/Betriebräume
- 8 Gebäudenwässerungsumpl/Ringraum
- 9 Anlagenwässerungsbehälter
- 10 Gitterrostbühne
- 11 Betonabdeckung Sumpfkammer
- 12 Sumpfpfeilung für Nachkühlpumpe
- 13 Ringraum

- RDB Reaktordruckbehälter
- DE Dampferzeuger
- DH Druckhalter
- AB Abzweiger
- KP Kühlturmpumpe



Kernkraftwerk Stendal C/D	
Sicherheitsbehältersumpf	
Prinzipdarstellung	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	DWR 1300 08.90
Abb.: 2.5.5/2	

## 2.6 Reaktorkern

### 2.6.1 Vorbemerkung

Der Reaktorkern unterscheidet sich von anderen Komponenten des Kernkraftwerks dadurch, daß er betriebsbedingten Modifikationen seines Aufbaus und der daraus resultierenden sicherheitstechnischen Eigenschaften unterliegt. Diese unvermeidbaren Modifikationen betreffen den Gehalt und die räumliche Verteilung der Spaltstoffe im Kern.

Während des Leistungsbetriebs der Anlage bewirken Spalt- und Konversionsprozesse eine kontinuierliche Veränderung des Spaltstoffinventars. Darüberhinaus müssen Kerne von Druckwasserreaktoren in gewissen Zeitabständen neu beladen werden, wobei ein Teil der Brennelemente entladen und durch neue Brennelemente ersetzt wird und die für den weiteren Einsatz vorgesehenen zusammen mit den nachgeladenen Brennelementen entsprechend den Vorgaben des Beladepplans neu angeordnet werden. Dieser Vorgang (Brennelementwechsel) geht einher mit einer diskontinuierlichen Änderung des Spaltstoffinventars.

Selbstverständlich hat ein Reaktorkern stets die vor allem aus RSK-Leitlinien sowie aus KTA 3101.1 und 2 sich ergebenden sicherheitstechnischen Anforderungen einzuhalten. Dadurch ist die Variationsbreite der möglichen Modifikationen des Kernaufbaus begrenzt.

Durch die Festlegung sicherheitstechnischer Rahmenbedingungen ist es möglich, die Eigenschaften von Reaktorkernen a priori zu bestimmen, obwohl sie sich betriebsbedingt innerhalb gewisser Grenzen voneinander unterscheiden. Die Rahmenbedingungen beinhalten

- einerseits einen Satz wesentlicher Konstruktionsmerkmale (sog. Hardware-Rahmen),
- andererseits ein Konzept für die zu führenden sicherheitstechnischen Nachweise (sog. Software-Rahmen).

Die sicherheitstechnischen Nachweise werden für exemplarische Kernbeladungen vorab erbracht. Für konkrete Kernbeladungen (endgültig realisierter Erstkern

und Folgekerne) wird im Rahmen der Brennelementeinsatzplanung der Nachweis geführt, daß die sicherheitstechnischen Anforderungen erfüllt sind. Das Konzept der Nachweisführung gilt für alle Zyklen in gleicher Weise.

Im folgenden Kapitel werden zunächst die wesentlichen Konstruktionsmerkmale des Reaktorkerns und der Brennelemente beschrieben (Abschnitt 2.6.2). Nach einer Einführung in die Struktur der Sicherheitsanalyse (Abschnitt 2.6.3) werden - geordnet nach Analysenbereichen - die sicherheitstechnischen Nachweisverfahren beschrieben (Abschnitt 2.6.4 ff.). Die Nachweisführung für konkrete Kernbelastungen wird in Abschnitt 2.6.10 abgehandelt.

Die Konstruktions- und Auslegungsmerkmale für den Reaktorkern sowie die zugehörigen Nachweisverfahren werden im folgenden beispielhaft beschrieben, entsprechend dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik. Die aus dem Regelwerk sich ergebenden sicherheitstechnischen Anforderungen können grundsätzlich auch mit anderen BE-Konstruktions- und Auslegungswerten eingehalten werden und die Einhaltung kann ggf. auch mit anderen Verfahren nachgewiesen werden.

## 2.6.2 Wesentliche Konstruktionsmerkmale des Reaktorkerns

(Tab. 2.6.2/1; Abb. 2.6.2/1)

Der im Reaktordruckbehälter (RDB) angeordnete Reaktorkern ist die nukleare Wärmequelle des Kernkraftwerks. Abb. 2.6.2-1 zeigt einen Querschnitt durch Kern und RDB.

Die eigentliche Kernspaltungszone des DWR 1300 MW besteht aus einem Verband von 193 eng aneinandergesetzten Brennelementen (s. Abschnitt 2.6.2.2), die so angeordnet sind, daß sich die Außenkontur des Kerns der kreiszylindrischen Form des Kernbehälters möglichst gut anpaßt. Die Brennelemente, die den Kernbrennstoff in Brennstäben (s. Abschnitt 2.6.2.1) enthalten, werden zur Neutronenmoderation und Wärmeabfuhr vom Wasser des Reaktorkühlsystems durchströmt.

Zur Steuerung der Kettenreaktion können in 61 Brennelemente neutronenabsorbierende Steuerelemente (s. Abschnitt 2.6.2.3) eingefahren werden.

Das Kerngerüst fixiert den Kern innerhalb des RDB und leitet das unter einem Druck von etwa 16 MPa (160 bar) stehende Kühlmittel durch den Reaktorkern.

Einige allgemeine Daten des Reaktorkerns sind in Tab. 2.6.2-1 aufgelistet. Eine technische Obergrenze für die thermische Reaktorleistung ist gegeben durch die über Dampferzeuger und Turbine abführbare Wärmeleistung. Bei in Betrieb befindlichen Anlagen des Typs DWR 1300 MW sind thermische Reaktorleistungen bis 3850 MW realisiert.

### 2.6.2.1 Brennstab

(Tab. 2.6.2/2; Abb. 2.6.2/2 und 3)

Der Brennstab besteht aus oxidischen Kernbrennstofftabletten ( $\text{UO}_2$ ,  $\text{UO}_2/\text{PuO}_2$ ,  $\text{UO}_2/\text{Gd}_2\text{O}_3$ ) in einem Hüllrohr aus einer Zirkonlegierung, das mit Endstopfen gasdicht und druckfest verschweißt ist. Wesentliche Brennstabdaten sind in Tab. 2.6.2-2 zusammengestellt. Die in Abb. 2.6.2-2 dargestellte Ausführungsform der Brennstofftabletten besitzt an den Stirnflächen konkave Vertiefungen ("Dishings"), welche die axiale Wärmeausdehnung der Tablettensäule verklei-

nern. Der Brennstoff ist nachsinterstabil. Die Brennstoffzusammensetzung erfolgt so, daß Hüllrohrinnenkorrosion im Vergleich zu Hüllrohraußenkorrosion vernachlässigbar ist. Die mechanisch-chemische Wechselwirkung Brennstoff-Hüllrohr (PCI) wird durch Begrenzungseinrichtungen (s. Abschn. 2.14.5) auf zulässige Werte begrenzt.

Im Rahmen der neutronenphysikalischen Kernausslegung (s. Abschnitte 2.6.4 und 2.6.10) kann es erforderlich werden, einen Teil der anfänglichen Überschußreaktivität durch abbrennbare Neutronenabsorber zu kompensieren, um den Kühlmitteltemperaturkoeffizienten und/oder Leistungsdichtespitzen nach oben zu begrenzen. In diesem Fall wird der Absorber in einem Teil der Brennstäbe dem Brennstoff selbst beigemischt. Als Absorbermaterial dient  $Gd_2O_3$ . Eine axiale Staffelung von Spaltstoffen und Absorbern kann zur Optimierung der Leistungsdichteverteilung eingesetzt werden.

Die während der Einsatzzeit im Reaktor aus dem Brennstoff freigesetzten gasförmigen Spaltprodukte werden hauptsächlich von den dafür vorgesehenen Gasräumen an den Brennstabenden aufgenommen. In der in Abb. 2.6.2-3 dargestellten Ausführung befindet sich im unteren Gasraum eine Stützhülse und im oberen Gasraum eine Druckfeder, zwischen denen die Brennstoffsäule fixiert wird.

Der Spalt zwischen Brennstab und Kopf/Fuß (Abschnitt 2.6.2.2) ist so bemessen, daß er die Differenz im strahlungsinduzierten axialen Wachstum und in der thermischen Ausdehnung zwischen Brennstab und Führungsrohr während der Einsatzzeit aufnehmen kann.

Um die Beanspruchung der Hüllrohre durch den Kühlmitteldruck zu verkleinern und den Wärmeübergang im Spalt zu verbessern, werden die Brennstäbe mit einem Vorinnendruck von ca. 20 bar gefertigt. Als Füllgas dient Helium, das für einen guten Wärmeübergang vom Brennstoff zur Hülle sorgt.

#### 2.6.2.2 Brennelement

(Tab. 2.6.2/3; Abb. 2.6.2/4)

Im Brennelement sind Brennstäbe und Führungsrohre auf Quadratgitterpositionen in 18x18-Geometrie angeordnet. Ein 18x18-Brennelement umfaßt 324 Gitterpositionen, von denen 24 mit Führungsrohren und typischerweise 300 mit Brenn-

stäben besetzt sind (BE-Typ 18-24, Abb. 2.6.2-4). Zur Abflachung der Leistungs-dichteverteilung innerhalb des Brennelementes können einige Brennstäbe durch Wasserstäbe (geflutete Hüllrohre) ersetzt werden. Dieses Konstruktionselement wird insbesondere für das MOX-BE verwendet (s. Abschnitt 2.6.10.3).

Das **Skelett** des Brennelementes, das die 300 Positionen für Brennstäbe enthält, wird von den Abstandhaltergittern, 24 Führungsrohren und zwei kastenförmigen Endstücken (Kopf und Fuß) gebildet. Die Führungsrohre sind mit den Abstandhaltern fest verbunden. Mit dem Brennelementkopf und -fuß werden sie verschraubt, so daß ein Austausch von einzelnen Brennstäben möglich ist, bei denen im Betrieb eventuell Defekte aufgetreten sind. Die Schraubverbindungen werden gegen Lockern gesichert.

Der **Abstandhalter** besteht aus dünnwandigen Blechstegen, die durch Stanzen und Prägen in die gewünschte Form gebracht werden. Die Stege werden wie Kammleisten ineinandergesteckt und an den Kreuzungspunkten verlötet oder verschweißt. Für die Stege wird ein Werkstoff auf Nickelbasis oder eine Zirkonlegierung verwendet.

Am oberen Rand der Abstandhalter können, je nach BE-Typ, fahnenförmige Fortsetzungen vorgesehen sein, die eine Kühlwasserdurchmischung in radialer Richtung unterstützen.

Die Randstege haben Abweiserfahnen und eine Kontur, die das Vorbeigleiten benachbarter Brennelemente beim Be- und Entladen des Kerns sichern.

Die Brennstäbe werden in jeder Abstandhalterzelle federnd eingespannt. Die Einspannkraft ist so bemessen, daß Reibkorrosionseffekte weitgehend verhindert und Stabschwingungen gedämpft werden; sie lassen trotzdem axiale Dehnungen der Brennstäbe relativ zum Skelett zu.

Die **Führungsrohre** als Teil des Brennelementskeletts haben die Aufgabe, die Steuerstäbe zu führen und sie bei einer Schnellabschaltung auf dem letzten Teil ihres Fallweges hydraulisch abzubremsen. Oberhalb des hydraulischen Stoßdämpfers befinden sich Bohrungen im Führungsrohr, durch die Kühlmittel in das Führungsrohr zur Kühlung der Steuerstäbe strömt.

Die 24 Führungsrohrpositionen des 18x18-BE sind unter Beachtung mechanischer und strömungstechnischer Anforderungen so festgelegt, daß bei gegebener Absorbermenge eine hohe Grundwirksamkeit der Steuerelemente erreicht und gleichzeitig die Leistungsdichteverteilung durch die wassergefüllten Führungsrohre möglichst wenig gestört wird (s. Abschnitt 2.6.4).

Bei Brennelementen, die nicht auf Steuerelementpositionen eingesetzt sind, können die Führungsrohre für andere Aufgaben, z.B. zur Aufnahme von Neutronenquellen, verwendet werden bzw. durch Drosselkörper im Kühlmitteldurchsatz begrenzt werden (s. Abschnitt 2.6.2.4).

Die Führungsrohre werden aus einer Zirkonlegierung gefertigt.

Im Rahmen von **Brennelementkopf und -fuß** befinden sich je 4 Zentrierbohrungen zur Fixierung der radialen Position des Brennelements im Reaktorkern. Je 2 Zentrierstifte, die im unteren Rost bzw. in der Gitterplatte befestigt sind, greifen in 2 diagonal zueinander liegende Zentrierbohrungen des Kopfes und des Fußes ein.

Zur Fixierung der axialen Lage des Brennelementes im Kern ist im Brennelementkopf eine Niederhalterung eingebaut. Sie besteht im wesentlichen aus Druckfedern, die zwischen Gitterplatte und BE-Kopf verspannt werden und die das Brennelement gegen die Strömungskräfte auf den unteren Rost drücken.

Bei der Brennelementhandhabung greifen die Klinken des Brennelementgreifers der Lademaschine am Kopfraamen an.

Brennelementkopf und -fuß bestehen aus austenitischem Stahl.

Einige grundlegende Brennelementdaten sind in Tab. 2.6.2-3 zusammengestellt. Individuelle Ausführungsformen von Brennelementen werden in Abschnitt 2.6.10.3 vorgestellt.

### 2.6.2.3 Steuerelement (Abb. 2.6.2/5 und 6)

Die Steuerelemente dienen zur Regelung und zum Abschalten des Reaktors. Jedes Steuerelement (Abb. 2.6.2-5) besteht aus der Spinne mit eingebauter Feder und an der Spinne befestigten Steuerstäben, welche ein stark neutronenabsorbierendes Material, beispielsweise  $\text{Ag80In15Cd5}$ , enthalten.

Abb. 2.6.2-6 zeigt eine Ausführungsform des Steuerstabes. Das neutronenabsorbierende Material befindet sich in einem Hüllrohr aus austenitischem Stahl, das oben und unten mit einem Stopfen gasdicht verschweißt ist, ist somit vom Kühlmittel getrennt und gegen Wirksamkeitsverluste durch Abrieb geschützt.

Die Steuerstäbe werden in den Führungsrohren eines Brennelementes geführt. Auch im voll ausgefahrenen Zustand befinden sich die Spitzen der Steuerstäbe noch in den Führungsrohren. Das ganz oder teilweise ausgefahrene Steuerelement ist auch außerhalb des Brennelementes im oberen Kerngerüst durch einen gegenüber dem Brennelement zentrierten Führungseinsatz fluchtend zur Lage der Führungsrohre im Brennelement geführt. Der Steuerelementweg ist daher eindeutig festgelegt.

Der Antrieb des Steuerelementes erfolgt über eine Antriebsstange durch obenliegende, elektromagnetische Klinkenschrittheber (s. Abschnitt 2.7.2.7). Die Antriebsstange ist über eine formschlüssige Kupplung mit dem Steuerelement verbunden.

Beim Schnellabschalten des Reaktors fallen die Steuerelemente durch Schwerkraft in den Reaktorkern ein und werden vor Erreichen der Endstellung durch eine oder mehrere Verengungen im Führungsrohr hydraulisch gebremst.

Jedes Steuerelement kann nach dem Entkuppeln der Antriebsstange und nach dem Ausbau des oberen Kerngerüsts einzeln oder gemeinsam mit dem Brennelement entladen und transportiert werden.

Die Absorption von Neutronen im Absorber der Steuerelemente führt zu zwei Effekten, die im Prinzip die Funktionsfähigkeit der Steuerelemente tangieren können:

- Absorberausbrand und damit Verlust an integraler Steuerelementwirksamkeit
- Schwelldehnung des Absorbers.

Bei dem im DWR 1300 MW realisierten Regelungskonzept, innerhalb dessen die Steuerelemente zu den Gruppen L-Bank und D-Bänke zusammengefaßt sind und ein regelmäßiger Austausch der D-Bank-Fahrfolgen vorgesehen ist (s. Abschnitt 2.14.3.2), tauchen die Steuerelemente im Leistungsbetrieb der Anlage im Mittel nur wenig in den Kern ein. Dies trifft sowohl bei einem Einsatz auf D-Bank-Positionen als auch (in noch erheblich stärkerem Maße) auf L-Bank-Positionen zu. Unter diesen Bedingungen weisen konservative Untersuchungen für AgInCd-Absorber zulässige Steuerelement-Standzeiten von

- mehr als 50 Vollastjahren ohne signifikante Beeinträchtigung der integralen Steuerelementwirksamkeit sowie von
- mindestens 25 Vollastjahren auf D-Bank-Positionen ohne unzulässiges Absorberschwellen nach.

#### 2.6.2.4 Neutronenquelle, Drosselkörper

(Abb. 2.6.2/7 und 8)

**Neutronenquellen** dienen zur Überwachung der Neutronenflußinstrumentierung beim Anfahren des neuen oder wenig abgebrannten Reaktorkerns. Eine Neutronenquelle besteht aus einem oder mehreren Quellenstäben (Quellenmaterial z. B. Cf252), die an einer Spinne befestigt sind. Abb. 2.6.2-7 zeigt eine exemplarische Ausführungsform. Vorgesehen ist die Verwendung von 2 Neutronenquellen. Die nicht mit Quellenstäben besetzten Spinnenpositionen sind mit Drosselfingern besetzt.

**Drosselkörper** können auf BE-Positionen eingesetzt werden, auf denen sich weder Steuerelemente noch z.B. Neutronenquellen befinden. Der Drosselkörper (Ausführungsbeispiel s. Abb. 2.6.2-8) besteht aus einer Lochplatte, ähnlich den Platten im Kopf und Fuß des Brennelements, mit daran befestigten Drosselfingern, die in die Führungsrohre hineinragen, um den Kühlmitteldurchsatz zu begrenzen. Im Drosselkörper ist eine Druckfeder, die ihn zwischen Brennelement

und oberem Kerngerüst federnd verspannt. Ein Teil der Drosselkörper ist so konstruiert, daß eine Sonde oder eine Kerninstrumentierungslanze in ein Führungsrohr des dafür vorgesehenen Brennelementes eingeführt werden kann.

Tabelle 2.6.2/1

**Allgemeine Daten des Reaktorkerns**

Thermische Reaktorleistung	MW	ca.	3850
Leistungsanteil der Brennstäbe	%	ca.	98
Anzahl der Brennelemente im Kern	-		193
Anzahl der Steuerelemente	-		61
Äquivalenter Kerndurchmesser (20 °C)	mm		3605
Aktive Kernhöhe (20 °C)	mm		3900
Gesamte Schwermetallmasse (SM)	Mg	ca.	103 **
Wasser/SM-Oxid-Volumenverhältnis	-		2.06 ***
Mittlere Leistungsdichte	kW/l	ca.	95 ****
	kW/kgSM	ca.	38 **

\* derzeitiger Standardwert bei in Betrieb befindlichen Anlagen des Typs DWR 1300 MW; s. hierzu auch Tab. 2.6.2/2

\*\* bei 3900 mm aktiver Kernhöhe und Brennstabdaten entsprechend Tab. 2.6.2/2

\*\*\* bei Brennstabdaten entsprechend Tab. 2.6.2/2

\*\*\*\* bei 3900 mm aktiver Kernhöhe

Tabelle 2.6.2/2

**Brennstabdaten**

Alle Abmessungen beziehen sich auf Nominalwerte bei Raumtemperatur im Fertigungszustand

**Hüllrohr**

Werkstoff	-	Zircaloy-4
Außendurchmesser	mm	9,50 **
Wanddicke	mm	0,64 **
Brennstablänge	mm	4402 **

**Brennstoff**

Zusammensetzung	-	UO <sub>2</sub> UO <sub>2</sub> /Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> UO <sub>2</sub> /PuO
Tablettendurchmesser	mm	8,05 **
Tablettenlänge	mm	10 **
aktive Säulenlänge im Brennstab	mm	3900 **
Dichte (UO <sub>2</sub> , UO <sub>2</sub> /PuO <sub>2</sub> )	g/cm <sup>3</sup>	ca. 10,4
Dichte (UO <sub>2</sub> /Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )	g/cm <sup>3</sup>	ca. 10,4 - 0,04 c <sub>Gd</sub> ***

\* oder gleichwertige

\*\* derzeit realisierte Ausführungsform bei Brennstäben des BE-Typs 18-24; Hüllrohraußendurchmesser, Wanddicke, Tablettendurchmesser und Tablettenlänge können ggf. innerhalb gewisser Grenzen modifiziert werden; durch konstruktive Änderungen an BE-Kopf und -Fuß sowie am Spaltgasraum des Brennstabs können die Brennstablänge relativ zur BE-Länge sowie die aktive Säulenlänge relativ zur Brennstablänge innerhalb gewisser Grenzen modifiziert werden.

\*\*\* c<sub>Gd</sub> = Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Anteil in %

Tabelle 2.6.2/3**Brennelementdaten**

Alle Abmessungen beziehen sich auf Nominalwerte bei Raumtemperatur im Fertigungszustand sowie auf derzeit realisierte Ausführungsformen des BE-Typs 18-24

**Brennelement**

Länge	mm	4827
Grundriß	mm x mm	229,6 x 229,6
Stabgitterteilung	mm x mm	12,7 x 12,7
Anzahl der Brennstäbe (BS) (bei bestimmten BE-Typen einzelne BS durch Wasserstäbe ersetzt)	-	300
Anzahl der Führungsrohre (FR)	-	24
BE-Gesamtgewicht	kg	ca. 826

**Abstandhalter**

Werkstoff	-	Inconel 718 oder Zircaloy-4 *
-----------	---	-------------------------------------

**Führungsrohr**

Werkstoff	-	Zircaloy-4 *
-----------	---	--------------

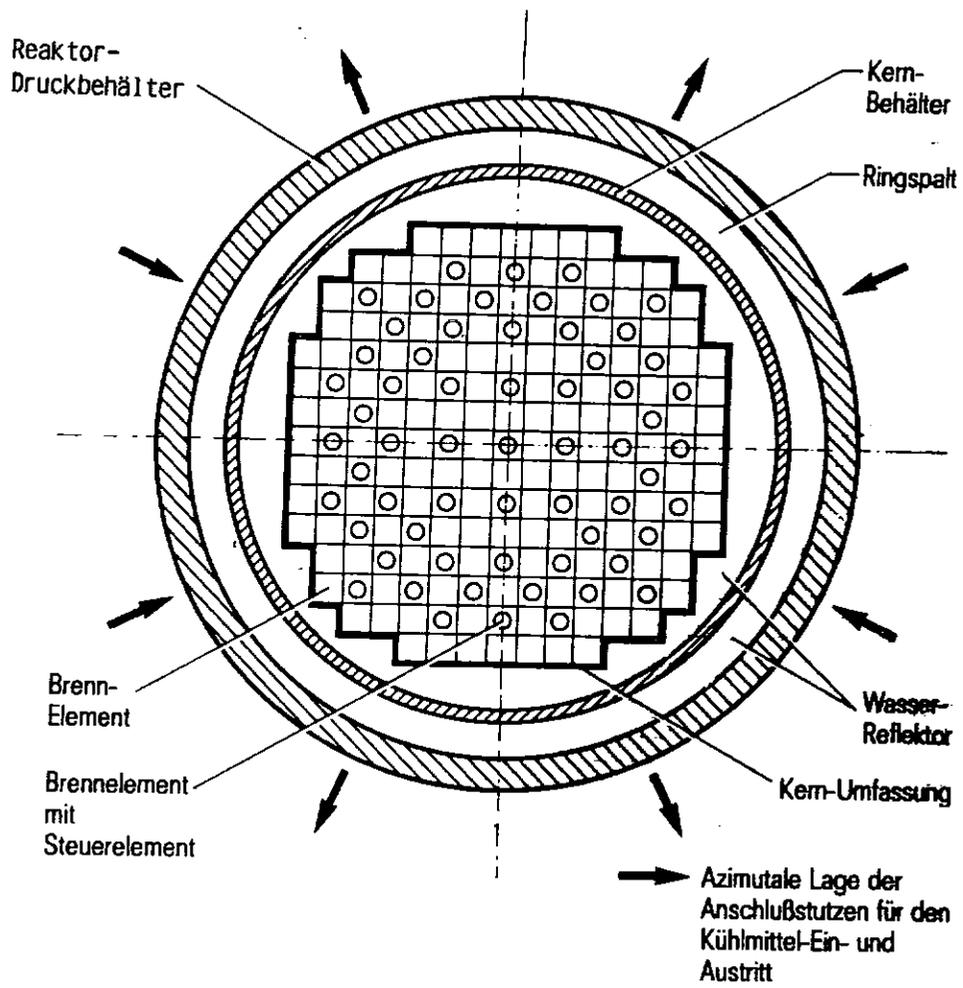
**Kopf und Fuß**

Werkstoff	-	Austenit
-----------	---	----------

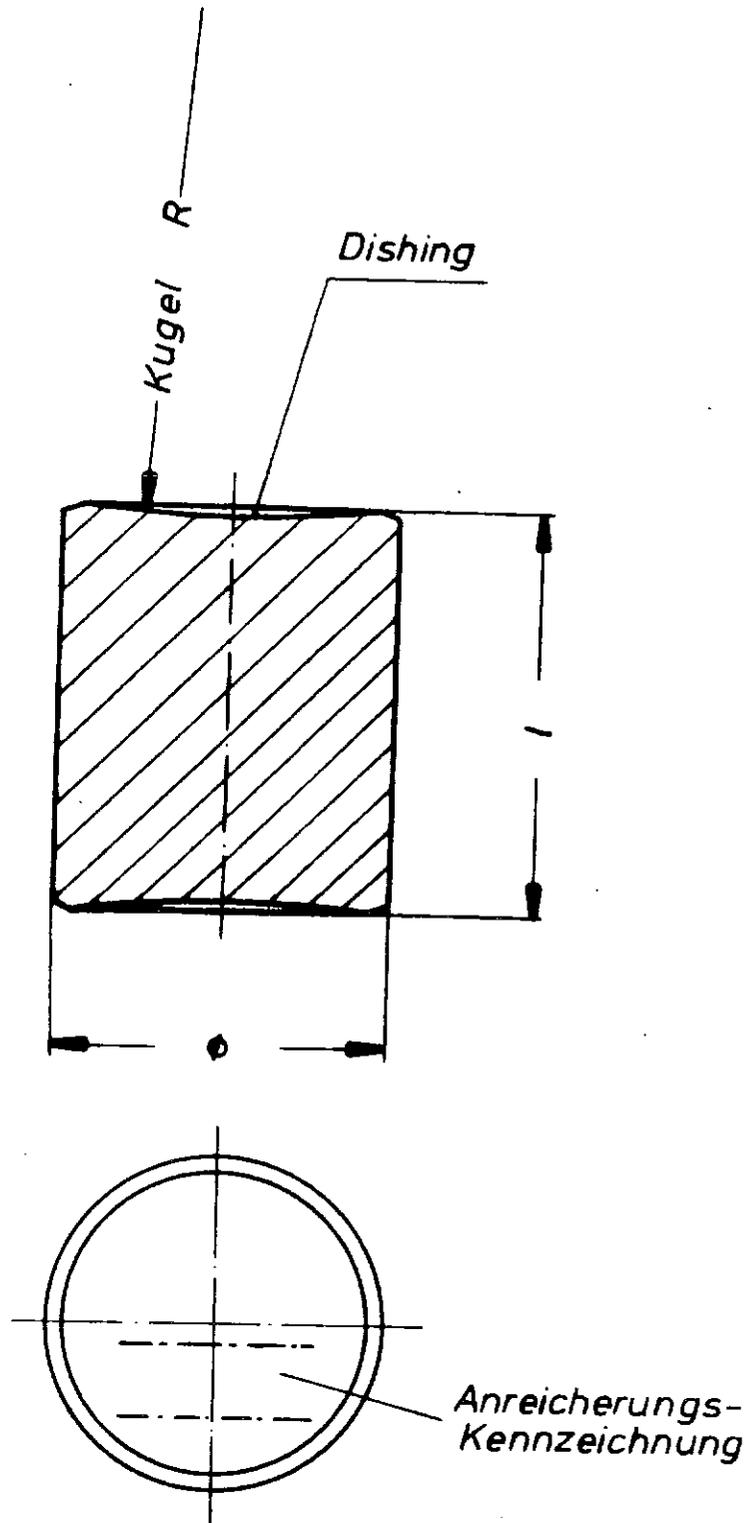
**Niederhaltefedern**

Werkstoff	-	Inconel X750
-----------	---	--------------

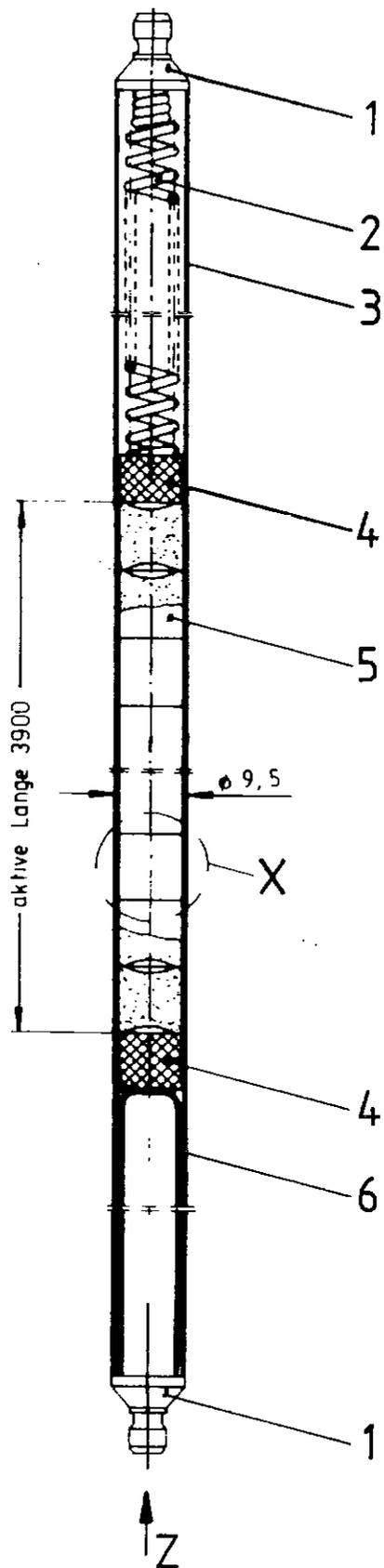
\* oder gleichwertige



<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Querschnitt durch Kern und Reaktordruckbehälter	
<b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.6.2/1	DWR 1300 08.90



<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Brennstoff-Tablette	
<b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.6.2/2	DWR 1300 08.90



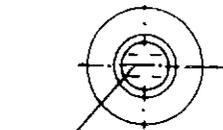
lfd Nr	Benennung	Werkstoff
1	Endstopfen	Zry - 4
2	Druckfeder	Edelstahl
3	Hüllrohr	Zry - 4
4	Tablette *	$Al_2O_3$
5	Tablette	$UO_2$ , $UO_2/Gd_2O_3$ , $UO_2/PuO_2$
6	Stützrohr	Edelstahl

\* kann auch entfallen

Einzelheit X

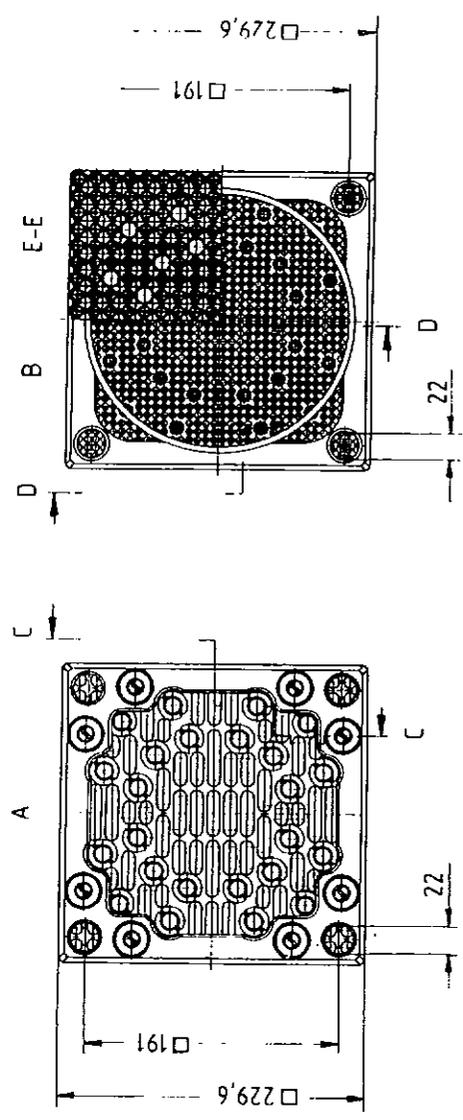
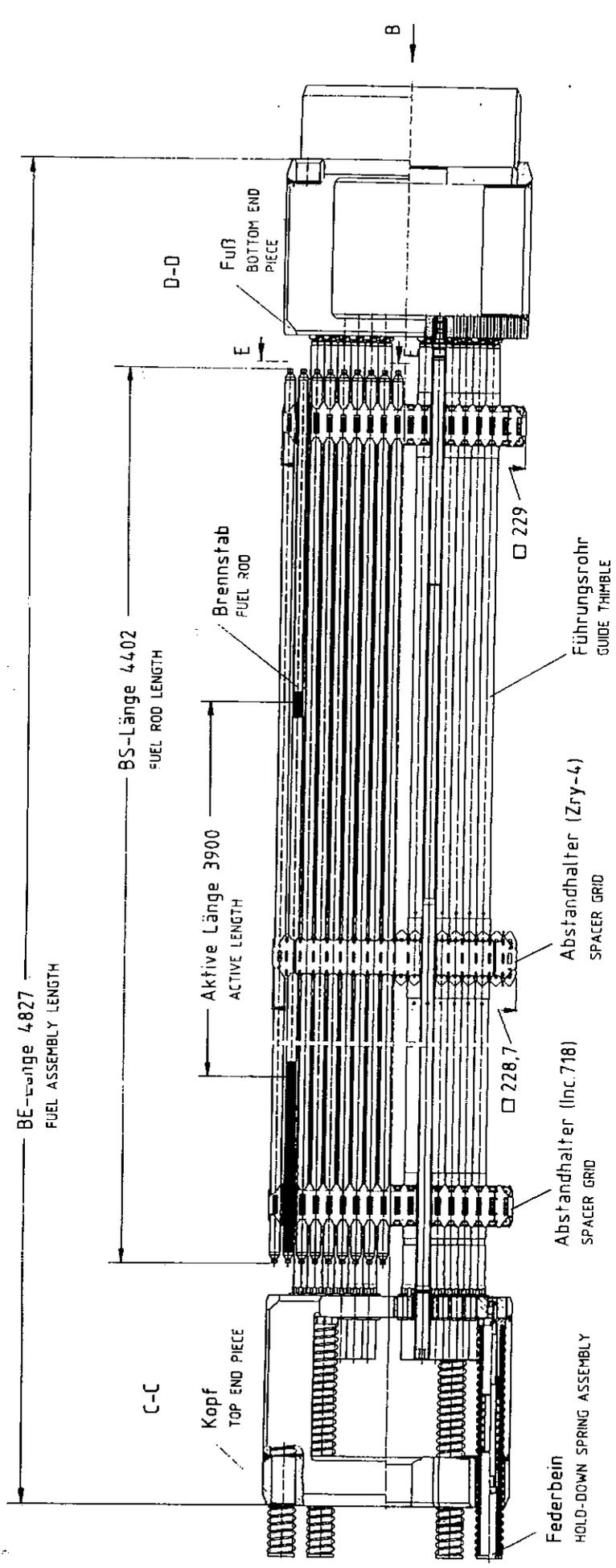


Ansicht Z

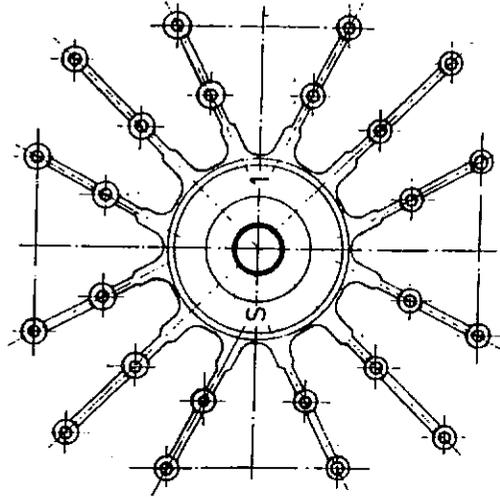
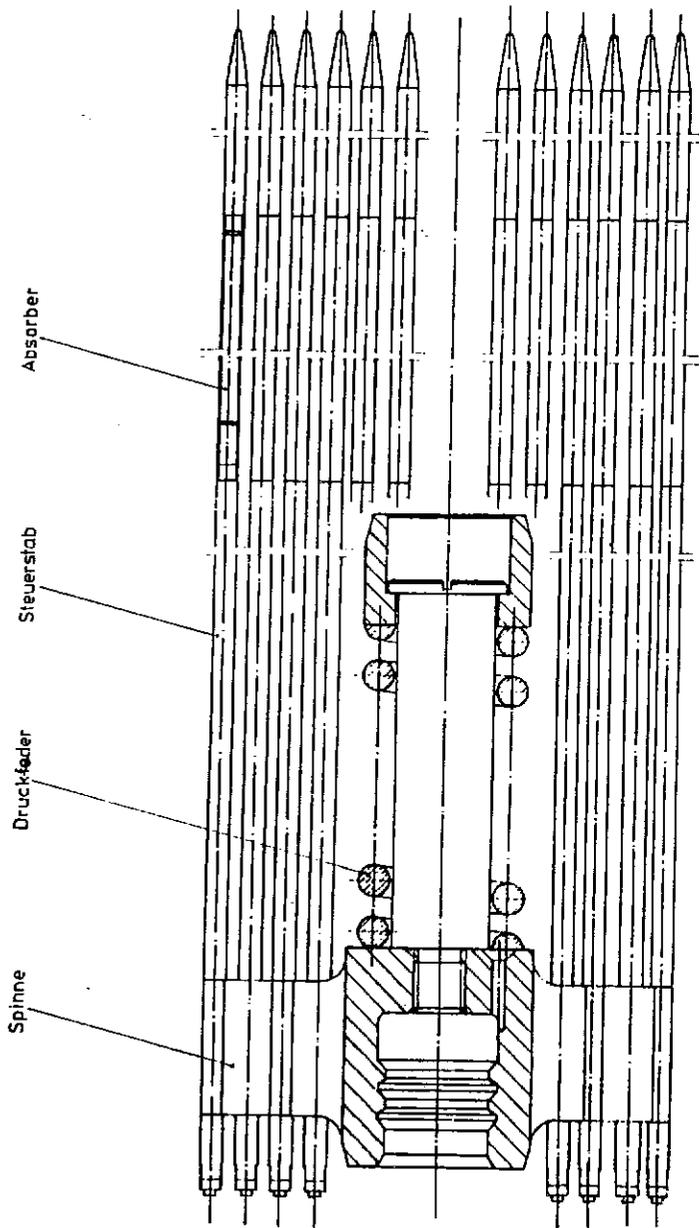


Anreicherungskennzeichen

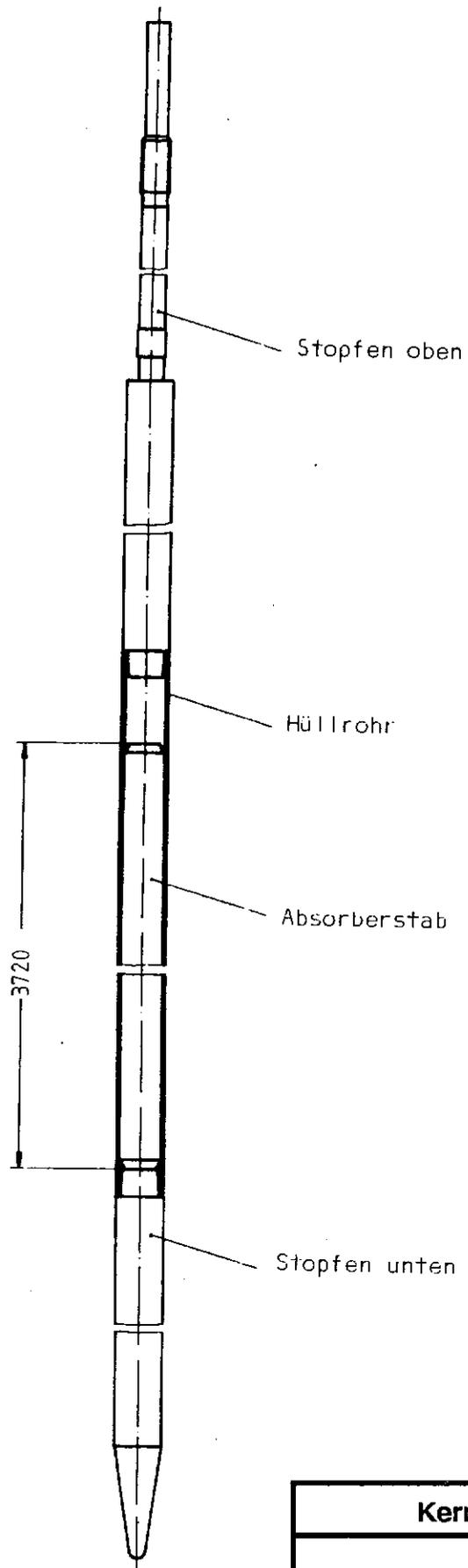
<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Brennstab 18-24	
<b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.6.2/3	DWR 1300 08.90



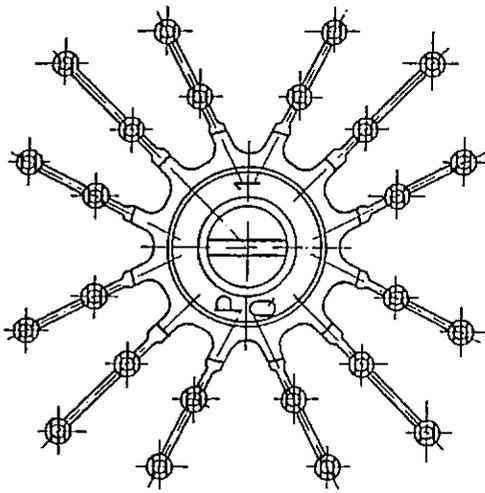
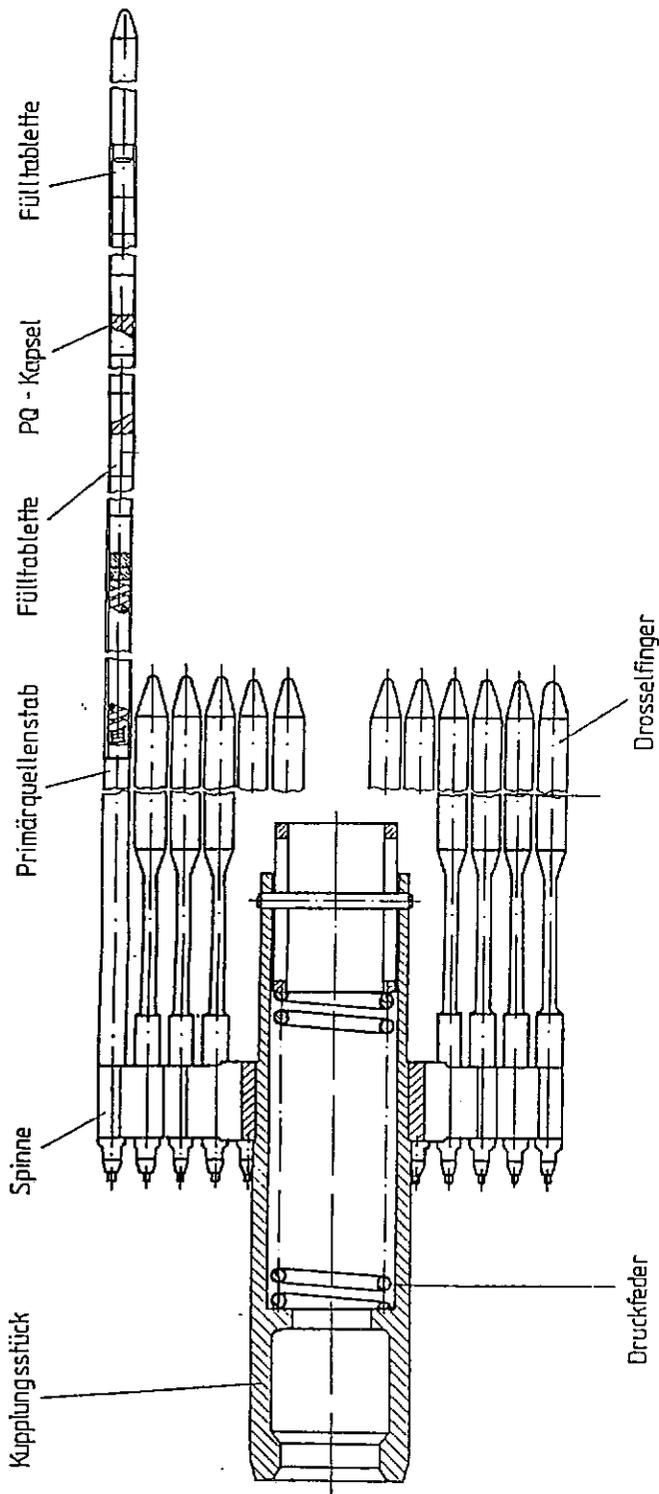
Kernkraftwerk Stendal C/D	
Brennelement Typ: 18-24 ZZ	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.6.2/4	DWR 1300 08.90



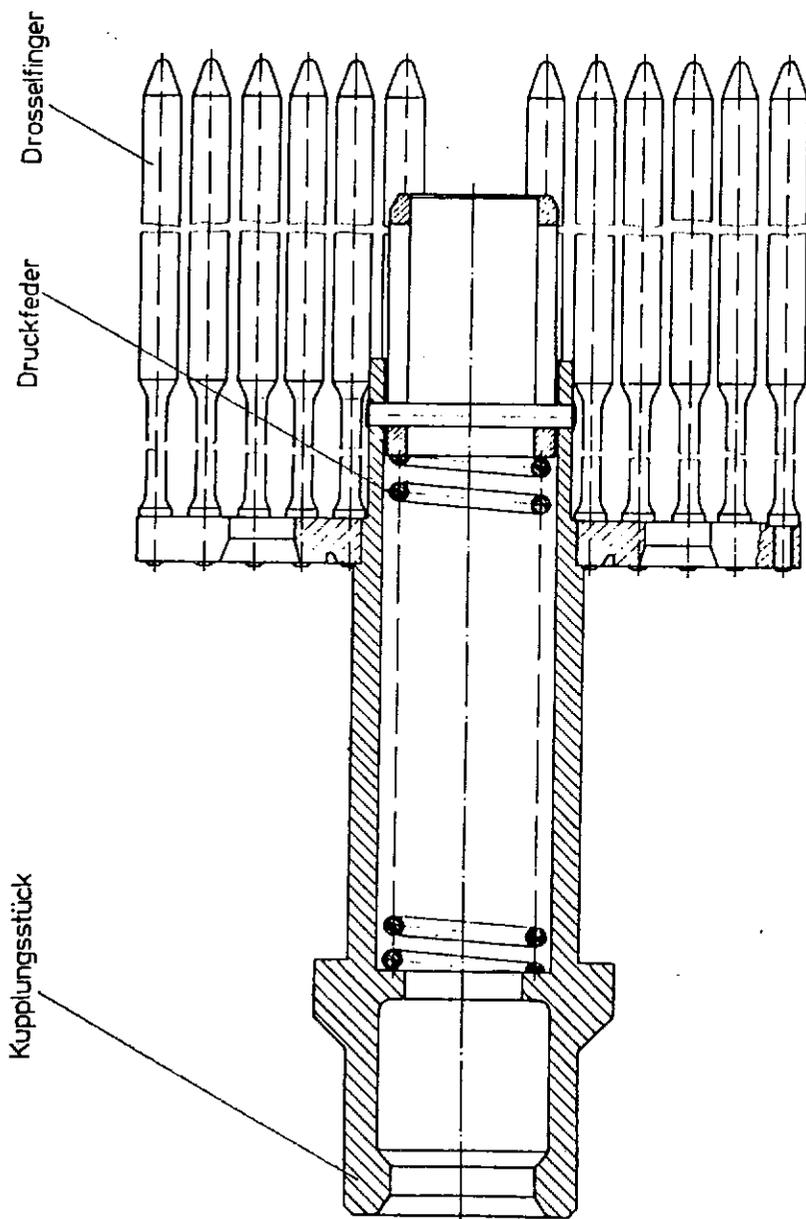
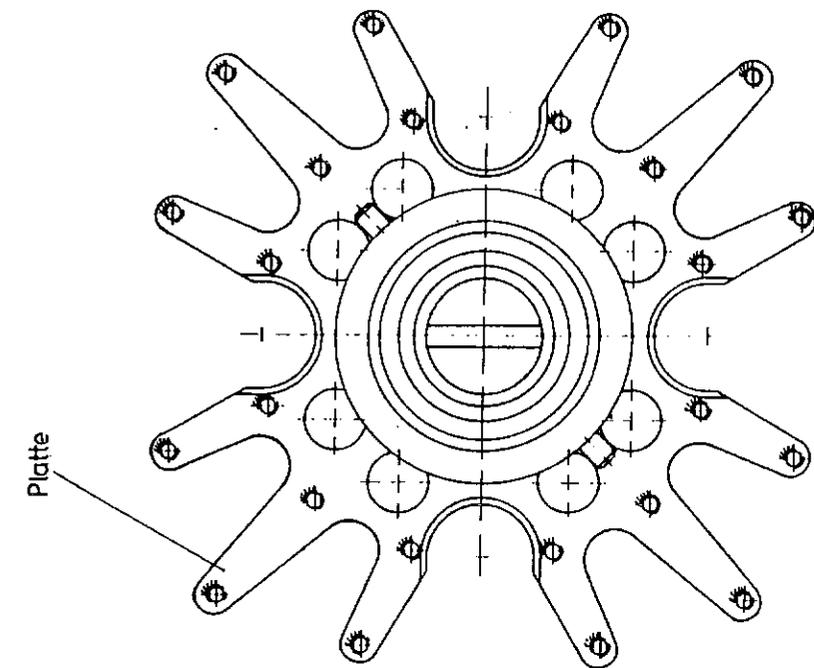
Kernkraftwerk Stendal C/D	
Steuerelement 18-24	
<b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>	
Abb.: 2.6.2/5	DWR 1300 08.90



<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Steuerstab	
<b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.6.2/6	DWR 1300 08.90



<b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>	
Neutronenquelle mit Primärquellenstab 18-24	
<b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>	
Abb.: 2.6.2/7	DWR 1300 08.90



Kernkraftwerk Stendal C/D	
Drosselkörper 18-24	
SIEMENS Energieerzeugung KWU	
Abb.: 2.6.2/8	DWR 1300 08.90

### 2.6.3 Struktur der Sicherheitsanalyse

Die Sicherheitsanalyse für den Reaktorkern beruht auf einer komplexen Struktur von vielfältig ineinandergreifenden Detailnachweisen, die zum einen Teil bereits während der Errichtung der Anlage, zum anderen Teil jedoch erst für die konkrete Kernbeladung durchgeführt bzw. überprüft werden können.

Da die sicherheitstechnischen Anforderungen unterschiedlich sind, je nachdem welcher spezielle Lastfall betrachtet wird, muß die Vielfalt der Detailanalysen zunächst nach **Anforderungskategorien** geordnet werden. Für den Reaktorkern sind folgende Kategorien zu betrachten:

- Bestimmungsgemäßer Betrieb
- Betriebsstörungen und Störfälle
  - \* Transienten
  - \* Kühlmittelverlust/Einwirkung von außen (EVA)

Für jede Anforderungskategorie werden die jeweils durchzuführenden Detailanalysen thematisch zu **Analysenbereichen** zusammengefaßt:

- Neutronenphysik
- Thermohydraulik
- Dynamik
- Brennstab
- BE-Struktur
- Notkühlanalyse

Die Sicherheitsanalyse ist somit durch Anforderungskategorien und Analysenbereiche zweidimensional gegliedert. In den folgenden Abschnitten des vorliegenden Kapitels wird zu den Analysenbereichen Neutronenphysik, Thermohydraulik, Brennstab und BE-Struktur Stellung genommen. Die Analysenbereiche Dynamik und Notkühlanalyse werden in Kap. 5.2 behandelt.

In jedem Analysenbereich werden Eingangsdaten mit Hilfe von Rechenmodellen zu Ausgangsdaten verarbeitet. Diese Ausgangsdaten werden dann mit Hilfe von

**Auslegungskriterien** im Hinblick auf ihre sicherheitstechnische Bedeutung beurteilt.

Eingangsdaten sind Werte von physikalischen Kenngrößen (**Eingangsparametern**) der Reaktoranlage, des Reaktorkerns oder seiner Bestandteile, die entweder durch den Kernaufbau bzw. den Betrieb vorgegeben sind (**externe Eingangsdaten**) oder aus vorgeschalteten Analysenbereichen stammen (**interne Eingangsdaten**).

Ausgangsdaten sind Werte von physikalischen Kenngrößen (**Ausgangsparametern**) der Reaktoranlage, des Reaktorkerns oder seiner Bestandteile, die entweder direkt dem Nachweis der sicherheitstechnischen Unbedenklichkeit dienen (**externe Ausgangsdaten**) oder lediglich als Eingangsdaten für nachfolgende Analysenbereiche benötigt werden (**interne Ausgangsdaten**).

Die sicherheitstechnische Unbedenklichkeit eines Reaktorkerns ist gegeben, wenn gewisse **sicherheitstechnische Anforderungen** erfüllt sind. Solche Anforderungen lassen sich für jede Anforderungskategorie und jeden Analysenbereich angeben. Die Auslegungskriterien spezifizieren und quantifizieren die darin formulierten Anforderungen.

Der Nachweis der Einhaltung der Auslegungskriterien wird für exemplarische BE-Typen und Kernbeladungen in der Errichtungsphase der Anlage für jeden Analysenbereich explizit durch Rechnung erbracht. Hierbei wird berücksichtigt, daß eine Reihe von Parametern, z.B. die maximale Leistungsdichte im Kern oder die Wirksamkeit der Steuerelemente, im Betrieb mehr oder weniger großen Schwankungen unterliegen. Somit sind für die Sicherheitsanalysen nicht nur die auf einen Nennbetriebszustand bezogenen theoretischen Referenzwerte dieser Kenngrößen relevant, sondern auch die "ungünstigsten" Werte, die im Betrieb zu unterstellen sind.

Um eine sichere Basis für die Transienten- und Notkühlanalysen zu bekommen, werden für die im Betrieb veränderlichen Kenngrößen oder für betrieblich einfacher zu überwachende äquivalente Kenngrößen Grenzwerte festgelegt, die den Variationsbereich der Kenngrößen einschränken.

## 2.6.4 Neutronenphysikalische Kernausslegung

### 2.6.4.1 Grundbegriffe

(Abb. 2.6.4/1 und 2)

Die Grundaufgabe der neutronenphysikalischen Kernausslegung ist die Berechnung aller für den Betrieb des Reaktors wichtigen Wechselwirkungsprozesse zwischen den Materialien des Kerns und den Neutronen (Reaktionsraten). Von besonderer Bedeutung sind dabei die Kernspaltungen, da sie sowohl die gewünschte Energie als auch die für die Aufrechterhaltung der Kettenreaktion erforderlichen Neutronen liefern, sowie Streuprozesse der Neutronen an Materialien, da diese einen wesentlichen Einfluß auf die Energieverteilung der Neutronen und damit auf alle Reaktionsraten haben.

Bei der Beschreibung der neutronenphysikalischen Kernausslegung spielen eine Reihe von Begriffen und physikalischen Vorgängen eine Rolle, die nachstehend übersichtlich zusammengestellt und kurz erläutert werden.

#### **Abbrand**

Der Abbrand ist definiert über das Zeitintegral der auf die ursprüngliche, d.h. die im frischen, unbestrahlten Zustand vorhandene, Schwermetallmasse bezogenen spezifischen Wärmeleistung. Für die Charakterisierung des Abbrandzustandes eines Kerns sind sowohl der mittlere Kernabbrand als auch die lokale Abbrandverteilung von Bedeutung.

Der lokale Abbrandzuwachs führt zu einer lokalen Abnahme der Spaltstoffkonzentration (Abb. 2.6.4/1 und 2.6.4/2) und zu einem lokalen Zuwachs der Spaltproduktkonzentration. Diese wirkt auf die Leistungsverteilung tendenziell in Richtung auf Ausgleich örtlicher Leistungsdichteunterschiede und Abflachung der Leistungsdichteverteilung mit zunehmender Betriebszeit zurück. Zu beachten ist allerdings, daß in Kernen mit abbrennbaren Absorbern die lokale Leistungsdichte zusätzlich durch den Absorberausbrand beeinflußt wird.

### Moderationsverhältnis

Die beiden wichtigsten geometrischen Parameter der Brennelemente, die im Kern ein Gitter bilden, sind der Durchmesser und der Abstand der Brennstäbe, die das geometrische Moderationsverhältnis (Volumenverhältnis Wasser zu Brennstoff) vorgeben. Die neutronenphysikalischen Eigenschaften eines Reaktorgitters hängen bei vorgegebener Geometrie über die Materialdichten von den Teilchendichten in Moderator- und Brennstoffzone ab, die das physikalische Moderationsverhältnis bilden. Während das geometrische Moderationsverhältnis durch die Auslegung des Brennelements festgelegt ist, hängt das physikalische Moderationsverhältnis zusätzlich von der Dichte (Temperatur, Druck, Dampfblasengehalt) des Kühlmittels ab.

Das Moderationsverhältnis hat einen wesentlichen Einfluß auf das Neutronenspektrum und damit auf alle Reaktionsratenverhältnisse, die die lokale und globale Neutronenbilanz bestimmen. Ein hohes Moderationsverhältnis erhöht den Anteil der thermischen Neutronen am Gesamtspektrum und begünstigt daher diejenigen Reaktionen, die bevorzugt von Neutronen kleiner Energie ausgelöst werden. Bei der Festlegung des Moderationsverhältnisses im DWR ist zu berücksichtigen, daß das Kühlmittel wechselnde Mengen gelösten Bors als Neutronenabsorber enthält, so daß mit dem Moderationsverhältnis auch die Wirksamkeit des Bors variiert.

Zu jeder gegebenen Brennstoffzusammensetzung (Anreicherung, Abbrand) und Borkonzentration existiert ein "optimales" physikalisches sowie bei gegebener Kühlmitteldichte auch geometrisches Moderationsverhältnis bezüglich der Neutronenbilanz (Abb. 2.6.4/3). Gitter, deren Moderationsverhältnis ober- bzw. unterhalb des Optimums liegen, werden als über- bzw. untermoderiert bezeichnet.

### Reaktivität

Die Reaktivität eines Reaktors ergibt sich aus einer Bilanzierung der Neutronenverluste durch Absorption in den verschiedenen Bestandteilen des Kerns und durch Leckage sowie der Neutronenproduktion durch Spaltung. Sie ist eine globale Kenngröße des Kerns, die dem relativen Neutronenüberschuß des Reaktors entspricht. Ihr Wert und ihr zeitliches Verhalten hängen von der Brennstoffzusammensetzung (Spaltstoffgehalt und -art, Abbrand, Konzentration der Spaltprodukte), seiner Verteilung im Kern und seiner Temperatur, von den neutronen-

physikalischen Eigenschaften des Kühlmittels (Temperatur, Dichte, Borsäurekonzentration), von der Position und der Eintauchtiefe der Steuerelemente und ggf. von der räumlichen Verteilung und dem Ausbrandzustand der abbrennbaren Absorber ab. Die Reaktivität  $\rho$  steht mit dem effektiven Neutronen-Multiplikationsfaktor  $k_{\text{eff}}$  in folgendem Zusammenhang:

$$\rho = (1 - 1/k_{\text{eff}})$$

$\rho = 0$  ist somit gleichbedeutend mit dem stationären Betrieb des Reaktors.

Für vereinfachte Untersuchungen grundlegender Merkmale im Aufbau des Reaktorkerns wird häufig auch der infinite Neutronen-Multiplikationsfaktor  $k_{\infty}$  betrachtet, der mit dem Modell eines unendlich ausgedehnten Reaktorkerns arbeitet, d.h. die Verluste an Neutronen durch Abstrahlung in die Umgebung des Reaktorkerns vernachlässigt.

### Reaktivitätskoeffizienten

Die Reaktivitätskoeffizienten beschreiben die Abhängigkeit der Reaktivität  $\rho$  von Änderungen der Parameter, die die Neutronenbilanz im Reaktorbetrieb beeinflussen, d.h. sie dienen dazu, das Verhalten der Anlage beim Abweichen vom stationären Betrieb (dynamische Vorgänge) zu untersuchen. Sie sind definiert über den Quotienten  $\Delta\rho/\Delta x$ , wobei  $x$  der entsprechende sich ändernde Parameter ist.

Direkt beeinflussbar im Anlagenbetrieb sind im wesentlichen folgende Parameter:

- Kühlmitteldichte (Temperatur, Druck, Dampfblasengehalt),
- Brennstofftemperatur/Reaktorleistung,
- Borkonzentration,
- Steuerelementstellung.

Demzufolge haben für die Analyse des Anlagenverhaltens bei dynamischen Vorgängen die nachstehend beschriebenen Reaktivitätskoeffizienten und Abhängigkeiten eine besondere Bedeutung.

Der **Kühlmitteltemperaturkoeffizient** beschreibt die Reaktivitätsänderung in Abhängigkeit von der Änderung der Kühlmitteltemperatur, wobei die Auswirkungen der aus der Änderung der Kühlmitteltemperatur resultierenden Kühlmittel-

dichteänderung eingeschlossen sind. Er hängt stark ab von der Kühlmitteltemperatur, dem Moderationsverhältnis und der Spaltstoffzusammensetzung der Brennelemente. Bei der Verwendung eines im Kühlmittel gelösten Neutronenabsorbers ist darüberhinaus zu beachten, daß eine Dichteverringerng (Temperaturerhöhung) zu einer Verringerung der neutronenabsorbierenden Substanz im Kern führt, so daß der Kühlmitteltemperaturkoeffizient mit zunehmender Bor-konzentration im Kern schwächer negativ bzw. positiver wird.

Der **Kühlmitteldruckkoeffizient** beschreibt die Reaktivitätsänderung in Abhängigkeit von der Änderung des Kühlmitteldrucks. Da eine Druckzunahme die Kühlmitteldichte erhöht, hat der Druckkoeffizient ein gegenüber dem Temperaturkoeffizienten umgekehrtes Vorzeichen.

Wegen der geringen Kompressibilität von Wasser ist bei den im Betrieb vorkommenden Änderungen von Druck bzw. Temperatur die Auswirkung des Kühlmitteldruckkoeffizienten um mindestens einen Faktor 10 kleiner als die des Kühlmitteltemperaturkoeffizienten.

Der **Dampfblasenkoeffizient** (Void-Koeffizient) beschreibt die Reaktivitätsänderung infolge Dampfblasenbildung im Kühlmittel. Da die Dampfblasen eine Dichteverringerng bewirken, hat der Dampfblasenkoeffizient das gleich Vorzeichen wie der Kühlmitteltemperaturkoeffizient.

Wegen des sehr geringen durchschnittlichen Dampfvolumentanteils im Kern (weniger als 1% bei Vollast) liefert der Dampfblasenkoeffizient im bestimmungsgemäßen Betrieb nur einen sehr geringen Beitrag zur Reaktivitätsbilanz. Hingegen kann der Beitrag bei Kühlmittelverlust-Störfällen sehr groß werden, bis hin zur Abschaltung des Reaktors allein über Dampfblasenbildung bei großen Lecks.

Der **Brennstofftemperaturkoeffizient** (Dopplerkoeffizient) beschreibt die Reaktivitätsänderung in Abhängigkeit von der Änderung der Brennstofftemperatur. In typischen DWR-Brennstoffen, die starke Resonanzabsorber wie U-238 und Pu-240 enthalten, liefert die sog. Dopplerverbreiterung der Resonanzabsorptionslinien mit steigender Brennstofftemperatur den Hauptbeitrag zum Brennstofftemperaturkoeffizienten und überwiegt um mindestens einen Faktor 10 gegenüber dem Beitrag der temperaturabhängigen Streuung der thermischen Neutronen im Kristallgitter des Brennstoffs. Daher ist im DWR der Brennstofftemperaturkoeffizient stets negativ.

Der Brennstofftemperaturkoeffizient spielt eine entscheidende Rolle für die inhärente Stabilität und Sicherheit (s. auch Abschnitt 2.6.6), da jede Leistungserhöhung zu einer sehr schnellen (prompten) Erhöhung der Brennstofftemperatur führt. Somit liefern die mit Leistungserhöhungen einhergehenden Erhöhungen der Brennstofftemperatur immer einen prompten negativen Beitrag, die sog. Doppler-Reaktivität, zur Reaktivitätsbilanz.

Der **Leistungskoeffizient** beschreibt die Reaktivitätsänderung in Abhängigkeit von der Änderung der thermischen Reaktorleistung. Er setzt sich zu wesentlichen Teilen aus Brennstoff- und Kühlmitteltemperaturkoeffizienten zusammen und ist aufgrund der Auslegung stets negativ.

Die (differentielle) **Borwirksamkeit** beschreibt die Reaktivitätsänderung in Abhängigkeit von der Änderung der Borkonzentration (Massenverhältnis Bor/Kühlmittel). Wegen der Absorberwirkung des Bors ist die Borwirksamkeit stets negativ, wobei ihr Betrag von der Spaltstoffzusammensetzung (Anfangsanreicherung, Abbrand) abhängt. Bei den geringen im Betrieb vorkommenden Borkonzentrationen (maximal einige g/kg) ist die Borwirksamkeit nur wenig von der Borkonzentration abhängig sowie näherungsweise proportional zur Kühlmitteldichte.

Die (differentielle) **Wirksamkeit** einer **Steuerelement-Gruppe** beschreibt die Reaktivitätsänderung, die von einer Änderung der Eintauchtiefe dieser Gruppe verursacht wird.

Die Wirksamkeiten der Steuerelemente hängen von ihrer Anzahl und Anordnung, von ihrer Eintauchtiefe im Ausgangszustand, vom Beladepfad und Betriebszustand ab. Ein wesentlicher Zustandsparameter ist hierbei die Kühlmitteltemperatur. Die Abnahme der Wirksamkeit mit der Temperatur resultiert aus radialen Umverteilungen des Neutronenflusses sowie aus Änderungen der Streu- und Moderatoreigenschaften des Kühlmittels.

### **Reaktivitätsäquivalente**

Reaktivitätsäquivalente ergeben sich durch Integration über die Reaktivitätskoeffizienten in Abhängigkeit von dem jeweiligen Parameter. Bei Variation von Parametern müssen die entsprechenden Reaktivitätsäquivalente durch andere Reakti-

vitätsäquivalente kompensiert werden, um z.B. wieder einen Gleichgewichtszustand des Reaktors zu erhalten (Ergebnis der Reaktivitätsbilanz = 0).

Von praktischer Bedeutung, insbesondere im Hinblick auf die Nachweisführung für individuelle Kerne (Abschnitt 2.6.10) sind die sogenannte Voidreaktivität und die integrale Wirksamkeit der Steuerelemente.

Die **Voidreaktivität** beschreibt den integralen Reaktivitätseffekt einer Dichteänderung des Kühlmittels. Sie ist eine entscheidende Kenngröße zur Beurteilung des Kernverhaltens bei Druckentlastung.

Die **integrale Wirksamkeit der Steuerelemente** ist das Reaktivitätsäquivalent, das sich aus dem Einfahren aller Steuerelemente von ihrer betrieblichen Ausgangsstellung in ihre untere Endstellung ergibt. Sie spielt für die Reaktivitätsbilanz (Abschaltreaktivität, s. u.) nach einer Schnellabschaltung eine wichtige Rolle. Die Steuerelemente müssen ihre Schnellabschaltfunktion auch dann erfüllen, wenn eines der an der Schnellabschaltung beteiligten Steuerelemente nach Anforderung nicht einfällt, sondern in seiner Ausgangsstellung bleibt ("stuck rod"). Die niedrigste sich abhängig von der Position des nicht eingefallenen Steuerelementes ergebende Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems ist die "Nettowirksamkeit" im Unterschied zur "Bruttowirksamkeit" aller Steuerelemente.

Die **Abschaltreaktivität** bezeichnet die (negative) Reaktivität des abgeschalteten Reaktors. Sie hängt bei gegebenem Abbrandzustand des Kerns von der Borkonzentration, der Temperatur des (im abgeschalteten Zustand nahezu isothermen) Reaktors sowie von der Konzentration der neutronenabsorbierenden Spalt- und Konversionsprodukte, insbesondere des Xenons, ab.

### **Stellglieder der Reaktivitätsregelung**

Zur Kompensation der Überschussreaktivität des neubeladenen Kerns, zur Gewährleistung einer ausreichenden Abschaltsicherheit und zur Regelung der während des Betriebs auftretenden Reaktivitätsänderungen stehen drei Medien mit hohem Neutronenabsorptionsvermögen zur Verfügung: Steuerelemente, im Kühlmittel gelöste Borsäure und abbrennbare Absorber.

Die **Steuerelemente** gleichen im Normalbetrieb Reaktivitätsänderungen aus, die z. B. durch Leistungsänderungen entstehen, oder sie führen schnelle Reaktivitäts-

änderungen herbei (Reaktorschnellabschaltung). Ihr Fahrbereich ist durch automatische Überwachungseinrichtungen (Kapitel 2.14.5) so begrenzt, daß aus dem jeweiligen Betriebszustand der Reaktor sicher in den Zustand "heiß, unterkritisch" abgeschaltet werden kann. Darüberhinaus sind die Steuerelement-Ausfahruntersetzungen so eingestellt, daß die den Störfallbetrachtungen zugrundegelegten, maximalen positiven Reaktivitätsänderungsgeschwindigkeiten eingehalten werden.

Langsame Reaktivitätsänderungen werden im allgemeinen durch Änderungen der **Borkonzentration** kompensiert. Die Borsäure dient der Kompensation folgender Reaktivitätseffekte:

- Überschußreaktivität in Abhängigkeit vom Brennstoffabbau (ggf. im Zusammenwirken mit abbrennbaren Neutronenabsorbern),
- Konzentrationsänderungen neutronenabsorbierender instabiler Spalt- und Konversionsprodukte nach Leistungsänderungen (insbesondere Xenon und Samarium, s. Abschnitt 2.6.6),
- Reaktivitätsunterschied beim Abfahren vom Betriebszustand "Nulllast heiß" nach "Nulllast, kalt" einschließlich Sicherung der langfristig erforderlichen Unterkritikalität.

**Abbrennbare Absorber** werden außer zur Optimierung der Leistungsdichteverteilung auch eingesetzt, um die Borkonzentration des neubeladenen Kerns nach oben zu begrenzen.

Für die Regelbarkeit von Reaktoren spielt die Existenz von **verzögerten Neutronen**, die zusätzlich zu den prompt entstehenden Neutronen erzeugt werden, eine wesentliche Rolle. Im Rahmen der praktisch denkbaren Brennelement- und Kernauslegungen ist aber die Variation des Anteils der verzögerten Neutronen sowie der Lebensdauer der prompten Neutronen von untergeordneter Bedeutung.

#### 2.6.4.2 Sicherheitstechnische Anforderungen

Die Kernbeladung ist so zu wählen und wird so gewählt, daß nachstehende sicherheitstechnische Anforderungen eingehalten werden:

- Die **inhärente Sicherheit** des Reaktorkerns wird gewährleistet (RSK-Leitlinien 3.2 und BMI-Richtlinien "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke" Nr. 3.2). Hierzu werden für den Nennbetriebszustand ein negativer Kühlmitteltemperaturkoeffizient sowie eine stets negative Reaktivitäts- und Leistungsdichterrückwirkung möglicher lokaler Dampfblasenbildung bei Störfällen mit Druckentlastung gefordert. Während der Inbetriebsetzungsphase bzw. für Zustände unterhalb der Nenntemperatur ist eine vorübergehend positive Rückwirkung nur dann zugelassen, wenn im Hinblick auf Störfälle (Kühlmittelverlust) nachgewiesen wird, daß der zusätzliche Leistungsbeitrag unbedenklich ist.
- Durch die Abschaltssysteme wird eine ausreichende **Abschaltreaktivität** sichergestellt (KTA-Regel 3101.2). Hierbei sind die Schnellabschaltung durch die Steuerelemente sowie das Abfahren in den kalten Zustand und die Sicherstellung der langfristigen Unterkritikalität mit den Boriersystemen zu berücksichtigen.
- Die **internen Ausgangsdaten** der neutronenphysikalischen Kernausslegung - die von den Analysebereichen Thermohydraulik, Dynamik, Brennstab, BE-Struktur und Notkühlanalyse als interne Eingangsdaten verwendet werden - liegen so in Wertebereichen, daß die nachgeschalteten Analysebereiche den erfolgreichen Nachweis der Einhaltung ihrer jeweiligen sicherheitstechnischen Anforderungen erbringen können.

#### 2.6.4.3 Auslegungskriterien

Von unmittelbarer sicherheitstechnischer Bedeutung sind die Auslegungskriterien, die sich auf die Forderungen nach inhärenter Sicherheit sowie nach ausreichender Abschaltreaktivität beziehen.

Zur Gewährleistung der **inhärenten Sicherheit** ist

- ein negativer Kühlmitteltemperaturkoeffizient im Nennbetriebszustand Vollast, Xenongleichgewicht erforderlich.

Darüber hinausgehende administrative Einschränkungen für Anfahrzustände oder Zustände mit abgesenkter Kühlmitteltemperatur sind nicht notwendig, wie durch Untersuchungen zu Druckentlastungsstörfällen verifiziert ist.

Eine **ausreichende Abschaltreaktivität** im Sinn von KTA 3101.2 ist gewährleistet, wenn - abgestimmt auf die vorhandenen Abschalt- und Überwachungseinrichtungen - die Abschaltreaktivität folgende Werte nicht unterschreitet:

- 0,3 % (bei rechnerischem Nachweis 1 %) bei Abschaltung des Reaktors aus dem Leistungsbetrieb in den Zustand "Nulllast, heiß" durch die Steuerelemente, selbst wenn das wirksamste SE nicht einfällt ("stuck rod"),
- 0,3 % (bzw. 1 %) beim Abfahren des Reaktors aus dem Zustand "Nulllast, heiß, stuck rod" in den Zustand "Nulllast, kalt, Xenon-frei, stuck rod" durch Erhöhung der Borkonzentration,
- 0,3 % (bzw. 1 %) bei langfristiger Kühlung des Reaktorkerns nach einem Kühlmittelverluststörfall. In diesem Fall darf gemäß RSK-LL 22.1.1(2) die Wirksamkeit des Schnellabschaltsystems bei der Langzeitreaktivitätsbilanz nicht berücksichtigt werden.
- 5 % beim Übergang aus einem Zustand des bestimmungsgemäßen Betriebs in den Zustand "Nulllast, kalt" allein durch Borierung, wobei diese Abschaltreaktivität für beliebig lange Zeit aufrechtzuerhalten ist.

Bei Unterkühlungstransienten, wie z.B. bei einem unterstellten Frischdampfleitungsbruch, ist gemäß RSK-LL 3.1.2(7) eine kurzzeitige Unterschreitung der unter dem ersten Spiegelstrich geforderten Abschaltreaktivität zulässig, wenn nachgewiesen ist, daß eine unzulässige Beschädigung von Hüllrohren dadurch nicht verursacht wird (s. hierzu Abschnitt 5.2.15.3).

Indirekte, d. h. aus sicherheitstechnischen Anforderungen nachgeschalteter Analysenbereiche resultierende, Einschränkungen von Parameterbereichen (vgl. hierzu Abschnitt 2.6.10) ergeben sich hinsichtlich

- Leistungsdichteverteilung (max. Stablängenleistung);
- Abbrandverteilung (max. Brennstab- und lokaler Abbrand);

- Reaktivitätskoeffizienten:
  - \* Kühlmitteltemperaturkoeffizient,
  - \* Brennstofftemperaturkoeffizient,
  - \* Borwirksamkeit;
  
- Reaktivitätsäquivalenten:
  - \* Voidreaktivität,
  - \* Wirksamkeit der Steuerelemente.

#### 2.6.4.4 Nachweisführung

(Tab. 2.6.4/1 und 2; abb. 2.6.4/3 bis 15)

Der folgende Abschnitt beschreibt die Nachweisführung der neutronenphysikalischen Kernauslegung hinsichtlich relevanter Eingangsparameter und Rechenverfahren und stellt wesentliche Auslegungsergebnisse vor.

##### 2.6.4.4.1 Eingangsparameter für Auslegung

In die Kernberechnung gehen zahlreiche Eingangsparameter und Randbedingungen ein, die teils unveränderlich, teils von Zyklus zu Zyklus veränderlich sind.

Zu den unveränderlichen Eingangsgrößen gehören vor allem **kernphysikalische Naturkonstanten** wie

- Wirkungsquerschnitte,
- Spaltneutronen-Ausbeuten,
- Energieverteilung der Spaltneutronen,
- Energiefreisetzung pro Reaktion,
- Spaltprodukt-Ausbeuten,
- Zerfallskonstanten der gebildeten Nuklide,
- Anteile und Zerfallskonstanten von Spaltprodukten, die verzögert Neutronen freisetzen.

Eine Reihe weiterer Randbedingungen für die neutronenphysikalische Kernausslegung ändert sich im allgemeinen nicht von Zyklus zu Zyklus, kann allerdings ggf. in gewissem Umfang modifiziert werden.

Hierzu gehören **geometrische Vorgaben** wie

- äußere BE-Geometrie,
- aktive Kernhöhe,
- Positionen für Steuerelemente und Kerninneninstrumentierung.

Dazu kommen **anlagenbedingte Vorgaben** wie

- thermische Reaktorgesamtleistung,
- Kühlmiteleintrittstemperatur,
- Kühlmitteldruck,
- Kühlmitteldurchsatz.

Durch die beiden letztgenannten Gruppen von Eingangsdaten wird das Moderationsverhältnis festgelegt. Wegen der sicherheitstechnischen Anforderung nach inhärenter Sicherheit werden DWR-Gitter so ausgelegt, daß die Brennelemente bei den im Leistungsbetrieb auftretenden - ggf. durch den Einsatz abbrennbarer Absorber nach oben begrenzten - Borkonzentrationen untermoderiert sind, d. h. daß bei einer störfallbedingten Moderatorverdünnung durch Temperaturerhöhung oder Dampfblasenbildung eine negative Reaktivitäts- und Leistungsrückwirkung gewährleistet ist. Dies ist bei einer Wahl des geometrischen Moderationsverhältnisses in der Gegend von 2 der Fall (Abb. 2.6.4/3).

Die unveränderlichen bzw. im Regelfall festgehaltenen Eingangsparameter werden durch eine Reihe von **variablen Parametern** ergänzt, deren Wahl durch Vorgaben wie z.B. den Wunsch nach einer bestimmten Zykluslänge mitbestimmt wird. Dazu gehören Kenngrößen wie

- Anreicherungen der neuen BE,
- Brennstoffzusammensetzung der neuen BE (Rezyklierung von wiederaufgearbeitetem Brennstoff),
- Zahl der nachgeladenen BE (bei Folgekernen),
- Zahl und Abbrand der umgesetzten BE (bei Folgekernen),
- Menge, Art und Verteilung abbrennbarer Absorber,

- Beladestrategie und Beladeplan.

Durch diese Parameter wird die Spaltstoff-/Absorberverteilung festgelegt. Diese hat - zusammen mit dem Moderationsverhältnis und auf der Basis der Naturkonstanten - bestimmenden Einfluß auf das Verhalten des Reaktorkerns und auf die Ergebnisse der neutronenphysikalischen Kernausslegung.

#### 2.6.4.4.2 Rechenverfahren

Eine vollständige Beschreibung der neutronenphysikalischen Transport- und Wechselwirkungsprozesse eines Kernreaktors muß die Orts-, Energie- und Zeitabhängigkeit der Prozesse berücksichtigen.

Bei der **Ortsabhängigkeit** sind verschiedene Strukturelemente zu betrachten:

- Das feinste Strukturelement ist die Gitterzelle, bestehend aus Brennstoff, Hüllrohr und umgebendem Kühlmittel. Der DWR 1300-Kern besteht aus mehr als 50 000 Gitterzellen.
- Die nächstgrößeren Struktureinheiten sind die Brennelemente; im Bereich der Brennelemente sind Störungen gegenüber dem regulären Gitter zu betrachten, wie z. B. Führungsrohre, Absorberstäbe, abbrennbare Absorber sowie ggf. Unterschiede in der Brennstoffzusammensetzung, z. B. infolge verschiedener Anreicherungen.
- Für den gesamten Reaktor schließlich sind die verschiedenen oder verschieden abgebrannten Brennelemente in ihren jeweiligen Nachbarschaften und im Verbund mit den den Kern umgebenden Materialien zu betrachten.

Die Fluß- und Reaktionsratenverteilungen im Ortsraum können als Überlagerung einer "mikroskopischen", d. h. durch die heterogene und periodische Struktur des Reaktorgitters geprägten, sowie einer "makroskopischen", d. h. durch die globalen, über die Gitterzellen gemittelten Verläufe bestimmten, Komponente beschrieben werden.

Bei der Erfassung der **Energieabhängigkeit** ist zu beachten, daß sich das Energiespektrum der Neutronen von den kleinsten thermischen Energien bis hinauf zu

den schnellsten Spaltneutronen mit Energien von etwa 15 MeV erstreckt. Im Rahmen einer Grobstruktur läßt sich das Spektrum unterteilen in

- einen Energiebereich schneller (Spalt-)Neutronen,
- ein Bremsspektrum im Bereich nicht aufgelöster Resonanzen,
- einen Bereich mit aufgelösten Absorptionsresonanzen sowie
- einen Bereich thermischer Neutronen.

Eine hinreichend genaue Beschreibung des Neutronenspektrums erfordert eine spektrale Auflösung in ca. 50 - 100 Energiegruppen.

Die **Zeitabhängigkeit** ergibt sich aus der Tatsache, daß während der Leistungsabgabe des Reaktors Nuklidumwandlungen im Brennstoff stattfinden. Diese mit dem Abbrand fortschreitenden Veränderungen werden im Rahmen der Kernausslegung behandelt. Hierbei werden nur quasistationäre Zustandsänderungen mit Zeitschritten von mindestens einigen Tagen betrachtet. Vorgänge mit Zeitkonstanten im Bereich einiger Stunden bis weniger Tage werden in Abschnitt 2.6.6 behandelt. Die Beschreibung von noch schneller ablaufenden Transienten ist Gegenstand des Analysebereichs Dynamik (Kap. 5.2).

Wegen der Vielzahl der Gitterzellen und zu berücksichtigenden Energiegruppen wird das Gesamtproblem der Reaktorberechnung in Teilprobleme separiert, in denen die o.g. Teilaspekte jeweils getrennt für sich behandelt werden. Dadurch ergibt sich ein Lösungsschema, das in Abb. 2.6.4/4 dargestellt ist.

Der Grundgedanke ist, die räumliche und energetische Feinstruktur der Reaktorlösung von der globalen Grobstruktur zu entkoppeln, also nicht explizit in der Reaktorrechnung selbst zu ermitteln, sondern in vorgeschalteten exemplarischen "heterogenen" Rechnungen für repräsentative Gitterausschnitte, im einfachsten Fall eine einzelne Gitterzelle in eindimensionaler Darstellung. Aus diesen heterogenen Detaillösungen werden geeignet definierte Größen, sog. Gruppenkonstanten, ermittelt, die die neutronenphysikalischen Eigenschaften des Reaktors als Mittelwerte über abgegrenzte Raum- und Energiebereiche beschreiben. Die vorstehend beschriebenen Aufgaben werden in "Spektralrechnungen" gelöst. In der Reaktorrechnung ist dann nur noch das entsprechende "homogenisierte" Problem zu lösen; die zugehörige Lösung wird als "homogene" oder "makroskopische" Weniggruppen-Flußlösung bezeichnet. Eine anschließende konsistente Kopplung der heterogenen Detaillösungen mit der homogenen Lösung der Reak-

torrechnung liefert dann die heterogene Lösung mit einer für die Praxis ausreichenden Näherung.

Um Änderungen der thermohydraulischen Bedingungen und der Borkonzentration in die Reaktorrechnung einbeziehen zu können, werden in den Spektralrechnungen zu bestimmten Abbrandzeitpunkten Variationen der Zustandsparameter

- Borgehalt des Kühlmittels,
- Brennstofftemperatur,
- Kühlmitteldichte (Dampfblasengehalt) sowie
- Kühlmitteltemperatur

durchgeführt.

In der Reaktorrechnung wird der Einfluß der thermohydraulischen Rückwirkungen auf die Leistungsdichteverteilung (und damit auch auf die Abbrandverteilung) iterativ ermittelt (Abb. 2.6.4/5).

#### 2.6.4.4.3 Ergebnisse der Auslegung

##### Kritische Borkonzentration als Funktion des Zyklusabbrands

Der zeitliche Verlauf der kritischen Borkonzentration bei Nennlast gibt einen Hinweis darauf, ob mit einer vorgesehenen Beladung der Reaktor über eine geplante Zykluslänge hinweg betrieben werden kann. Exemplarische Verläufe der kritischen Borkonzentration sind in Abb. 2.6.4/6 (Erstkern) und 2.6.4/7 (Folgekern) dargestellt.

Die Kompensation der anfänglich vorhandenen Überschußreaktivität geschieht über die Borkonzentration und (im Beispielfall von Abb. 2.6.4/6) über den Einsatz abbrennbarer Absorber. Infolge von Xenon-Aufbau nach dem Anfahren der Anlage (s. Abschnitt 2.6.6) sinkt die kritische Borkonzentration in den ersten Betriebstagen schnell ab. Nach dem Aufbau einer Xenon-Gleichgewichtskonzentration spiegelt der weitere Verlauf der Borkonzentration den Reaktivitätsverlust durch Abbrandzuwachs sowie ggf. den tendenziell gegenläufigen Effekt durch den Ausbrand der abbrennbaren Absorber wieder.

Das natürliche Zyklusende ist erreicht, wenn die kritische Borkonzentration unter ca. 10 ppm, d.h. nahe bei Null liegt. Wenn sie erreicht ist, kann der stationäre Nennbetriebszustand nicht mehr länger aufrecht erhalten werden. Trotzdem kann der Reaktor weiter betrieben werden, indem der durch den Abbrandzuwachs verursachte Reaktivitätsverlust dadurch kompensiert wird, daß man entweder die Leistung allein oder Leistung und Kühlmitteltemperatur gemeinsam absenkt. Auf diese Weise wird Reaktivität freigesetzt, und man kann den Zyklus über sein natürliches Ende hinaus "strecken" (sog. Streckbetrieb (stretch out)). Zyklusverlängerungen von einigen Monaten sind im Prinzip möglich, was wesentlich zur Zyklusdauerflexibilität des Reaktors beiträgt.

### Externe Ausgangsdaten

Die Abhängigkeit des Kühlmitteltemperaturkoeffizienten bei Vollast von Borkonzentration und Kernabbrand ist in Abb. 2.6.4/8 dargestellt. Der Kühlmitteltemperaturkoeffizient wird mit abnehmender Borkonzentration negativer. Die Variationsbreite bei festgehaltener Borkonzentration rührt daher, daß der Kühlmitteltemperaturkoeffizient infolge wachsender Untermoderation mit zunehmendem, (Anfangs-)Spaltstoffgehalt im Kern und bei Uran-BE mit zunehmendem Abbrand, d.h. wachsendem Beitrag von Plutonium zur Spaltrate, negativer wird.

Eine beispielhafte **Abschaltreaktivitätsbilanz** zeigt Abb. 2.6.4/9. Hierbei wird eine Schnellabschaltung aus Vollast mit nachfolgender schneller Abkühlung ohne Veränderung der Borkonzentration unterstellt. Bezüglich der Wirksamkeit der Steuerelemente sind die Fälle mit Bruttowirksamkeit der SE und Nettowirksamkeit der SE dargestellt. Die größten Anforderungen an die Wirksamkeit der Steuerelemente stellen Abschalttransienten der dargestellten Art am Zyklusende, da zu diesem Zeitpunkt der Reaktivitätsgewinn bei Abkühlung am größten ist.

Für die Anforderungen an die Boriensysteme spielen **kritische Borkonzentrationen für verschiedene Betriebszustände** (ausgedrückt in Bordifferenzen zum stationären Nennlastzustand) eine Rolle. Exemplarische Werte sind in Tab. 2.6.4/1 angegeben. Wegen des gegenüber dem Erstkern höheren Kernabbrands verlangen Folgekerne tendenziell stärkere Aufborierung bei Abkühlung des Kerns. Die Boriensysteme sind so ausgelegt, daß sie in den verschiedenen Anforderungsfällen stets für eine ausreichende Erhöhung der Borkonzentration im Primärkreis sorgen.

Schließlich ist zur Gewährleistung einer ausreichenden Unterkritikalität eine hinreichend hohe **Borkonzentration im Beladezustand** einzustellen. Bei bisher realisierten Kernbeladungen betrug diese 2200 ppm.

### Interne Ausgangsdaten

Die **Leistungsdichteverteilung** im Kern stellt sich bei vorgegebener Gesamtleistung abhängig von Einflüssen auf die lokalen Neutronenbilanzen ein, die sich insbesondere aus der Zusammensetzung, Konzentration und Verteilung von Spaltstoffen, Spaltprodukten und abbrennbaren Absorbern sowie der Position der Steuerelemente ergeben. Sie wird z.B. zur Berechnung lokaler Brennstoff- und Hüllrohrtemperaturen benötigt und spielt somit für die Analysenbereiche Thermohydraulik, Brennstabauslegung und Notkühlanalyse (Ausgangszustand zu Störfallbeginn) eine wesentliche Rolle.

Die Leistungsdichteverteilung wird in radialer (xy-) Richtung weitgehend durch die neutronenphysikalische Auslegung des Kerns (Beladeplan, s. Abschnitt 2.6.10) bestimmt. Die axiale (z-) Richtung würde bei gezogenen SE und ohne abbrennbare Absorber bei Inbetriebnahme eines Kerns nach einem BE-Wechsel näherungsweise eine Cosinusform annehmen, die im Verlaufe des BE-Zyklus abflacht (Abb. 2.6.4/10). Allgemein gilt, daß die axiale Verteilung mehr als die radiale von der Betriebsweise des Reaktors, z.B. von den SE-Bewegungen, abhängig ist.

Rückkopplungen sind dadurch gegeben, daß Leistung und Leistungsdichteverteilung einerseits Temperatur und Temperaturverteilung im Reaktorkern beeinflussen und andererseits Abbrand und Abbrandverteilung die Zusammensetzung, Konzentration und Verteilung von Spaltstoffen, Spaltprodukten und abbrennbaren Absorbern verändern. Beide Effekte führen wiederum zu Änderungen bei Reaktivitätskoeffizienten und Leistungsdichteverteilung (s. Abb. 2.6.4/5).

Die **Abbrandverteilung** folgt aus dem Zeitintegral der Leistungsdichteverteilung. Abb. 2.6.4/11 zeigt Abbrandverteilungen in BE verschiedener Standzeiten. Lokale Abbrandwerte werden z.B. von der Brennstabauslegung zum Nachweis der Brennstabintegrität benötigt.

Für die Analysenbereiche Dynamik und Notkühlanalyse sind einige **Reaktivitätskoeffizienten** und **Reaktivitätsäquivalente** von Wichtigkeit.

Der **Kühlmitteltemperaturkoeffizient** (bei Vollast s. Abb. 2.6.4/8, bei Nullast s. Abb. 2.6.4/12) hat neben seiner Bedeutung für die inhärente Sicherheit des Reaktorkerns wesentlichen Einfluß auf den Ablauf von Transienten mit Änderung der Kühlmitteltemperatur. Für Transienten, die mit einem Anstieg der Kühlmitteltemperatur verbunden sind, ist hierbei ein schwach negativer bzw. positiver Kühlmitteltemperaturkoeffizient limitierend, während bei Unterkühlungstransienten die Reaktivitätsfreisetzung umso größer ist, je negativer der Kühlmitteltemperaturkoeffizient ist.

Der **Brennstofftemperaturkoeffizient** (Abb. 2.6.4/13) weist eine vergleichsweise schwache Abhängigkeit von der Reaktorleistung, aber eine große Variationsbreite mit der Spaltstoffzusammensetzung und -verteilung auf.

Die **Borwirksamkeit** (Abb. 2.6.4/14) nimmt mit wachsender mittlerer Anfangsanreicherung und wachsendem Beitrag von Plutonium zur Spaltrate betragsmäßig ab.

Die **Voidreaktivität** (Abb. 2.6.4/15) spielt eine wesentliche Rolle für die Abschaltung des Reaktors bei Störfällen mit Kühlmittelverlust. Sie erreicht zu Zyklusbeginn ihre betragsmäßig niedrigsten Werte.

Exemplarische **Steuerelementwirksamkeiten** für verschiedene SE-Konfigurationen sind in Tab. 2.6.4/2 zusammengestellt.