

## 2.6.10 Nachweisführung für konkrete Kernbeladung

### 2.6.10.1 Sicherheitstechnische Rahmenbedingungen

(Abb. 2.6.10/1)

Wie schon in der Vorbemerkung (Abschnitt 2.6.1) ausgeführt, ist für jede konkrete Kernbeladung der Nachweis zu führen, daß **alle** sicherheitstechnischen Anforderungen erfüllt sind. Dies ist der Fall, wenn der Kern **sicherheitstechnische Rahmenbedingungen** erfüllt, die aus einem Satz wesentlicher Konstruktionsmerkmale und einem Konzept für die Sicherheitsanalyse bestehen. Auf der Basis der bereits in der Errichtungsphase der Anlage durchgeführten exemplarischen Analysen sowie ggf. von Analysen für konkrete Kernbeladungen in früheren Betriebszyklen der Anlage werden die sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen ergänzt durch einen nachgewiesenen Bereich sicherheitstechnischer Parameter.

Unter **sicherheitstechnischen Parametern** sind hierbei aus der Fülle der Ein- und Ausgangsparameter der Sicherheitsanalyse diejenigen Parameter zu verstehen, die das Verhalten des Kerns in sicherheitstechnischer Hinsicht bestimmen. Im Zusammenhang mit der Nachweisführung für individuelle Kernbeladungen sind wiederum nur solche sicherheitstechnische Parameter relevant, die sich mit der Beladung wesentlich ändern können.

Sichtet man das zweidimensional gegliederte Netzwerk der Sicherheitsanalyse unter den o.g. Vorgaben, so gelangt man zu dem in Abb. 2.6.10/1 dargestellten **Strukturdiagramm**. In ihm sind neben den Aspekten des Reaktorkerns auch die für das Lagerbecken und das Lager für neue Brennelemente (Trockenlager) relevanten Gesichtspunkte dargestellt (vgl. Abschn. 2.8.3). Das Diagramm zeigt den Datenfluß von den externen Eingangsdaten über interne, zwischen den Analysebereichen ausgetauschte Aus-/Eingangsdaten bis hin zu den externen Ausgangsdaten, die direkt zum Nachweis der sicherheitstechnischen Unbedenklichkeit dienen (vgl. Abschnitt 2.6.3).

Unter den Auslegungskriterien sind von unmittelbarer sicherheitstechnischer Bedeutung nur diejenigen, die sich auf externe Ausgangsparameter beziehen. Diese **primären (externen) Auslegungskriterien** sind tatsächlich zu erwartenden technologischen Versagensgrenzen vorgelagert und definieren daher technologische

Sicherheitsabstände zu diesen Versagensgrenzen. Sie bestimmen zugleich den in der Betriebsgenehmigung festgelegten genehmigten Rahmen.

**Abgeleitete (interne) Auslegungskriterien**, d.h. solche, die sich nur auf interne Ausgangsparameter beziehen, sind nur mittelbar von sicherheitstechnischer Bedeutung. Sie ergeben sich aus der Tatsache, daß die internen Ausgangsparameter zugleich Eingangsparameter nachgeschalteter Analysenbereiche sind und als solche in Wertebereichen liegen müssen, die den nachgeschalteten Bereichen einen erfolgreichen Nachweis der Einhaltung der sicherheitstechnischen Anforderungen gestatten. Sie dienen zur Erleichterung der Nachweisführung.

Zwischen Ein- und Ausgangsparametern der einzelnen Analysenbereiche bestehen **empirisch abgesicherte Korrelationen** (Beispiel: Abbrand/Brennstabinnen- druck). Im Rahmen der Gültigkeit dieser Korrelationen definiert die Gesamtheit der primären (externen) Auslegungskriterien eines Analysenbereichs zugleich einen **zulässigen Wertebereich** seiner Eingangsparameter, die Gesamtheit der explizit durchgeführten Analysen einen **nachgewiesenen Wertebereich**.

Unter Ausnutzung der o. g. Korrelationen ist es für eine konkrete Kernbeladung nicht erforderlich, alle Analysen explizit zu wiederholen. In vielen Fällen genügt es nachzuweisen, daß die sicherheitstechnischen Eingangsparameter innerhalb der **Nachweisgrenzen** liegen. Ein typisches Beispiel für diese Art der zulässigen Nachweisvereinfachung ist der Analysenbereich Dynamik, für den im Regelfall Zyklus für Zyklus anstelle expliziter Analysen die Überprüfung der relevanten Reaktivitätskoeffizienten und -integrale durchgeführt wird.

Eine gewisse Sonderstellung nimmt der Analysenbereich Neutronenphysik ein. Zwischen den (unüberschaubar vielen) möglichen Modifikationen des Beladeplans und den von der Neutronenphysik einzuhaltenden sicherheitstechnischen Parametern lassen sich keine eindeutigen Korrelationen angeben. Dementsprechend läßt sich auch für den Eingangsparameter Beladeplan kein nachgewiesener Wertebereich abgrenzen. Daher wird der Nachweis der Einhaltung der sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen im Analysenbereich Neutronenphysik für **jede** individuelle Kernbeladung explizit durch Rechnung geführt.

### 2.6.10.2 Brennelementeinsatzplanung

Grundaufgabe der Brennelementeinsatzplanung ist die Vorausberechnung von Abbrandzyklen. Hierbei ist zu unterscheiden zwischen der mittelfristigen Planung, die sich über mehrere Zyklen erstreckt, sowie der aktuellen Planung für den unmittelbar bevorstehenden Zyklus.

#### **Mittelfristige BE-Einsatzplanung**

Die Versorgung eines Kernkraftwerks mit frischem Brennstoff erfordert von der Gewinnung des Ausgangsmaterials bis zur Fertigung der Brennelemente eine Reihe von Verfahrensschritten, die aus technischen und wirtschaftlichen Gründen über mehrere Jahre im voraus geplant werden müssen. Es ist eine wichtige Aufgabe der BE-Einsatzplanung, die Grundlage für diese langfristige Planung zu liefern. Dazu ist es erforderlich, eine Reihe von Abbrandzyklen vorzuberechnen. Diesen Rechnungen werden idealisierte Belade- und Umsetzpläne zugrundegelegt, die die Randbedingungen und Auslegungskriterien für reale Kernbeladungen erfüllen. Eine besondere Rolle als Grenzfall spielt dabei der sog. **Gleichgewichtszyklus**, bei dem ein gegebener Umsetzplan über eine Reihe von Zyklen wiederholt wird. Obwohl ein Gleichgewichtszyklus in der Praxis allenfalls näherungsweise auftritt, spielt er eine wichtige Rolle für die mittelfristige Planung. Wichtige Kenngrößen eines Gleichgewichtszyklus sind:

- Zyklusdauer  $T$  und Lastfaktor  $a$ ,
- mittlerer Abbrand der entladenen BE,
- Zahl der nachgeladenen BE (Nachlademenge).

Unter Berücksichtigung der o.g. Kenndaten liefert die mittelfristige Einsatzplanung Angaben über die zur Realisierung der Vorgaben erforderliche Anfangsanreicherung des Brennstoffs sowie ggf. über den erforderlichen Einsatz abbrennbarer Absorber.

#### **Aktuelle BE-Einsatzplanung**

Die aktuelle Einsatzplanung hat zu zeigen, daß ein bevorstehender Abbrandzyklus die sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen erfüllt, somit in sicherheitstechnischer Hinsicht unbedenklich ist und sich innerhalb des durch die Betriebsgenehmigung festgelegten Rahmens befindet.

Bei der aktuellen BE-Einsatzplanung werden die genaue Zahl und der Abbrandzustand der zum Wiedereinsatz vorgesehenen und geeigneten BE, die Zahl der vorhandenen neuen Nachlade-BE sowie der beabsichtigte Termin des nächsten BE-Wechsels berücksichtigt.

Zum Wiedereinsatz vorgesehene BE können hierbei sowohl BE sein, die bereits im vorangegangenen Zyklus im Reaktorkern eingesetzt waren, als auch teilabgebrannte BE aus dem Lagerbecken. Bei Anlagen mit mehreren Reaktorblöcken gleicher Bauart am gleichen Standort ist ggf. auch der BE-Transport zwischen den Blöcken und der Einsatz von (neuen wie teilabgebrannten) BE aus dem jeweils anderen Block in die Planung einzubeziehen (sog. internes fuel sharing).

Die im Rahmen der aktuellen BE-Einsatzplanung erstellten Unterlagen werden dem Gutachter zur Prüfung vorgelegt. Voraussetzung für die Zustimmung der Aufsichtsbehörde zum Anfahren bzw. Wiederanfahren der Anlage ist die Bestätigung des Gutachters, daß der vorgesehene Kern die sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen erfüllt.

Die tatsächlich im Reaktorbetrieb realisierte Zyklusdauer muß nicht notwendig mit der geplanten Zyklusdauer übereinstimmen, für die der Beladeplan optimiert wurde. Der Betreiber hat vielmehr die Möglichkeit, einen bereits laufenden Abbrandzyklus vorzeitig zu beenden, über das natürliche Zyklusende hinaus zu verlängern (Streckbetrieb, vgl. Abschnitt 2.6.4.4.3) und auch sein Lastfahrprogramm kurzfristig geänderten Bedingungen anzupassen.

### **2.6.10.3 Ausführungsbeispiele für Kerne**

(Abb. 2.6.10/2 bis 8)

Die im folgenden beschriebenen Ausführungsbeispiele für Brennelemente und Kernbeladungen sind teilweise das Ergebnis von Auslegungsstudien mit Modellcharakter, teilweise Ausführungsformen, die bereits bei in Betrieb befindlichen Anlagen des Typs DWR 1300 MW realisiert wurden. Hierbei werden ausschließlich Ausführungsformen von Brennstäben und Brennelementen verwendet, die die sicherheitstechnischen Anforderungen an die Analysenbereiche Brennstab und Brennelementstruktur erfüllen.

### 2.6.10.3.1 Exemplarische Brennelemente

Durch die Geometrie von Brennstab und Brennelement (BE) ist das Moderationsverhältnis Moderator/Brennstoff (vgl. Abschnitt 2.6.4.1) vorgegeben. Die Festlegung der Führungsrohrpositionen im 18x18-BE basiert unter Beachtung mechanischer und strömungstechnischer Anforderungen auf Optimierungen bezüglich möglichst geringer Störung der Leistungsdichteverteilung durch die wassergefüllten Führungsrohre bei gleichzeitig möglichst hoher Steuerelementwirksamkeit.

Bei vorgegebener Geometrie bleibt als zusätzlicher Freiheitsgrad für die BE- und Kernauslegung die Wahl von Spaltstoff und Anreicherung sowie ggf. der Einsatz abbrennbarer Absorber. Hierbei sind folgende Varianten der BE-Auslegung zu unterscheiden:

- BE mit U-235 als Kernbrennstoff (**U-BE**),
- BE mit abbrennbaren Absorbern (**Gd-BE**),
- BE mit **wiederangereichertem Alturan** als Kernbrennstoff (**WAU-BE**),
- BE mit Plutonium in Form von U/Pu-Mischoxid als Kernbrennstoff (**MOX-BE**).

#### U-BE

Die weitgehende Homogenität des U-BE, die durch die Führungsrohre und die schmalen Wasserspalte zwischen den BE nur wenig gestört wird, ermöglicht die Verwendung einer einheitlichen U-235-Anreicherung innerhalb des U-BE ohne abbrennbare Absorber.

Eine Verringerung der U-235-Anreicherung am oberen bzw. unteren Kernrand in einer oder mehreren Stufen kann zur Einstellung der axialen Leistungsdichteverteilung und/oder zur Verringerung der axialen Neutronenleckage (axiales Blanket) vorgenommen werden.

Die Höhe der mittleren Spaltstoffanreicherung ergibt sich aus den allgemeinen Randbedingungen der BE-Einsatzplanung, insbesondere der geforderten Zykluslänge und den geforderten BE-Abbränden. übliche Werte für Erstkern-BE liegen derzeit zwischen 1,9 und 3,5 w/o U-235; für Nachlade-BE werden Anreicherungen bis zu 4,3 w/o U-235 vorgesehen. Eine Obergrenze für die Anfangsanreicherung

ergibt sich dabei aus der sicherheitstechnischen Anforderung (KTA-Regel 3602) nach Gewährleistung einer ausreichenden Unterkritikalität im Lagerbecken (s. Abschn. 2.8.3).

### Gd-BE

DWR-BE können grundsätzlich mit abbrennbaren Absorbern versehen werden, um die Leistungsdichteverteilung abzuflachen und/oder einen Teil der anfänglichen Überschußreaktivität zu kompensieren.

Als abbrennbarer Absorber ist Gadolinium vorgesehen, das in Form von  $Gd_2O_3$  dem Brennstoff ausgewählter Brennstäbe des BE beigemischt wird. Abb. 2.6.10/2 zeigt exemplarisch die Gitterstruktur eines 18x18-BE mit 12 Gd-haltigen Brennstäben. Die wesentlichen neutronenphysikalischen Parameter Gd-haltiger BE sind:

- Spaltstoffanreicherung der nicht Gd-haltigen Brennstäbe,
- Spaltstoffanreicherung der Gd-haltigen Brennstäbe,
- $Gd_2O_3$ -Konzentration im Brennstoff der Gd-haltigen Brennstäbe,
- Konzentration der neutronenabsorbierenden Gd-Isotope (falls abweichend vom natürlichen Isotopengemisch),
- Anzahl und Position der Gd-haltigen Brennstäbe,
- axiale Position des Absorbers.

Diese Parameter sind nach folgenden Gesichtspunkten festgelegt:

Die mittlere Spaltstoffanreicherung des gesamten BE ergibt sich wie im Fall von BE ohne abbrennbare Absorber aus den allgemeinen Randbedingungen der BE-Einsatzplanung.

Bei der Wahl der Spaltstoffanreicherung der Gd-haltigen Brennstäbe ist zu beachten, daß die  $Gd_2O_3$ -Beimischung zu  $UO_2$  zu einer Verringerung der Wärmeleitfähigkeit (Abb. 2.6.7/1) und einer Erniedrigung des Schmelzpunkts (Angaben für unbestrahlten Brennstoff s. Abb. 2.6.10/3) führt. Unter Berücksichtigung dieser

beiden Effekte wird die Spaltstoffanreicherung und mit ihr die Leistung in den Gd-haltigen Brennstäben so weit reduziert, daß die thermische Belastung nicht größer ist als in den Gd-freien Brennstäben.

Gadolinium ist ein Gemisch aus zahlreichen stabilen Isotopen, wobei die beiden Isotope mit den weitaus größten Absorptionswirkungsquerschnitten für thermische Neutronen, nämlich Gd-157 (ca. 250 000 barn) und Gd-155 (ca. 60 000 barn), nur einen Anteil von jeweils ca. 15 % an der natürlichen Isotopenzusammensetzung haben. Zur weiteren Erhöhung der Absorberwirkung von Gd und/oder zur Verringerung der notwendigen Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Konzentration in den Gd-haltigen Brennstäben ist die Verwendung von gezielt angereichertem Gd anstelle von natürlichem Gd möglich.

Die Höhe der Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Konzentration richtet sich nach den Abbränden, die mit den mit abbrennbaren Absorbieren versehenen BE in der 1. Standzeit erreicht werden sollen. Aus Gründen der Leistungsdichteverteilung ist es hierbei in der Regel vorteilhaft, wenn der abbrennbare Absorber vor Ende der 1. Standzeit ausgebrannt ist. Lange Zyklen bedingen im Regelfall eine höhere Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Konzentration im Brennstoff, wobei Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Konzentrationen bis zu 10 w/o fertigungstechnisch entwickelt und einsetzbar sind. Während die Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Konzentrationen bei Jahreszyklen typischerweise bei 7 w/o liegen, ist als niedrigste sinnvolle Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Konzentration etwa 3 w/o anzusetzen (beide Angaben beziehen sich auf Gd der natürlichen Isotopenzusammensetzung).

Die Anzahl der Gd-haltigen Brennstäbe bestimmt im wesentlichen den Umfang der Reaktivitätsbindung. Für Nachlade-BE mit abbrennbaren Absorbieren sind je nach Anforderung zwischen 4 und 20 Gd-haltige Brennstäbe pro BE möglich.

Eine Verkürzung der abbrennbaren Absorber oder eine Staffelung der Gd-Konzentration am unteren und oberen Ende der aktiven Länge bewirkt neben einer Vergleichmäßigung des Gd-Ausbrands auch eine Abflachung der axialen Leistungsdichteverteilung. Diese wird unter Berücksichtigung der Anforderungen der Reaktorregelung (differentielle Wirksamkeit der Steuerelemente) eingestellt.

### **BE zur Spaltstoffrückführung (WAU-BE und MOX-BE)**

Abgebrannte Uran-BE enthalten als Spaltstoffe noch einen Teil des ursprünglich eingesetzten Urans und erbrütetes Plutonium (Abb. 2.6.4/1). Bei der Wiederauf-

arbeitung dieser BE werden das verbliebene Uran und das Plutonium von den Spaltprodukten und sonstigen Bestandteilen abgetrennt und können dann zur Herstellung neuer BE verwendet werden. Durch diese Rückführung der Spaltstoffe im geschlossenen Brennstoffkreislauf werden Einsparungen an Natururan und Trennarbeit erzielt, eine importunabhängigere Kernbrennstoffversorgung sichergestellt sowie statt einer Plutoniumakkumulation erhebliche Mengen an Plutonium gespalten.

Da auch abgebrannte BE zur Spaltstoffrückführung ihrerseits Restmengen an Uran und Plutonium enthalten (Abb. 2.6.4/2), ist der Wiederaufarbeitungsprozess grundsätzlich wiederholbar.

WAU-BE dienen zur Rückführung von Uran, MOX-BE primär zur Rückführung von Plutonium in den Brennstoffkreislauf.

#### **WAU-BE**

Hinsichtlich der neutronenphysikalischen Auslegung unterscheiden sich WAU-BE von aus unbestrahltem Uran gefertigten BE nur durch eine etwas höhere U-235-Anreicherung. Diese wird benötigt, um den negativen Reaktivitätseffekt anderer in ihnen vorhandener U-Isotope, insbesondere des U-236, auszugleichen (Reaktivitätsäquivalenz von WAU-BE). Die zusätzlich erforderliche U-235-Anreicherung beträgt etwa 1/3 des U-236-Gehalts im angereicherten Brennstoff, was bei den gegenwärtig eingesetzten Anreicherungsverfahren zu Anreicherungen bis ca. 5 w/o U-235 in WAU-BE führt.

Die WAU-BE sind hinsichtlich ihres Einsatzes im Kern mit U-BE voll kompatibel und können in beliebiger Anzahl im Kern eingesetzt werden.

#### **MOX-BE**

MOX-BE sind bezüglich ihrer konstruktiven Gestaltung und mechanischen Auslegung identisch mit U-BE. In ihrem mittleren Spaltstoffgehalt sind sie so ausgelegt, daß mit ihnen als Teil einer gesamten Nachladung vergleichbare Abbrände und Gleichgewichtszykluslängen erreicht werden wie in entsprechenden Kernen ohne MOX-BE (Abbrandäquivalenz von MOX-BE). Durch die Festlegung des mittleren  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$ -Gehalts wird diese Abbrandäquivalenz für einen weiten Bereich an möglichen Pu-Zusammensetzungen (sog. Pu-Isotopenvektoren) bei im Vergleich zu

U-BE niedrigeren Anfangsreaktivitäten unter Betriebs- und Lagerbedingungen gewährleistet.

Zur Erzielung einer gleichmäßigen Leistungsdichteverteilung in MOX-BE können die Spaltstoffgehalte der Brennstäbe radial gestaffelt und einzelne Wasserstäbe (geflutete Hüllrohre, vgl. Abschnitt 2.6.2.2) an Brennstabpositionen eingesetzt werden. Diese Maßnahmen sind in Kernen sinnvoll, die MOX-BE in Kombination mit Uran-BE enthalten. Die gegenüber U-235 höheren Spaltquerschnitte des  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$  würden nämlich - bei radial gleichförmiger Spaltstoffverteilung - an Stellen, an denen MOX-Brennstäbe neben Uranbrennstäben angeordnet sind, eine höhere lokale Leistungsdichte bewirken. Wasserstäbe im Inneren des MOX-BE wirken dem lokalen Abfall des thermischen Neutronenflusses entgegen.

MOX-Brennstäbe enthalten neben Plutonium als Trägermaterial Natururan (0,72 w/o U-235), Uran aus der Wiederaufarbeitung (< 1,2 w/o U-235) oder abgereichertes Uran (0,2 bis 0,3 w/o U-235).

Zur Erreichung des Globalziels der MOX-BE-Auslegung, nämlich der Abbrand-äquivalenz bei gleichzeitigem möglichst günstigem Leistungsverhalten, stehen somit eine Reihe variabler Parameter zur Verfügung. Variationen einzelner dieser Parameter können hierbei durch Veränderungen bei anderen Parametern grundsätzlich kompensiert werden, um das angestrebte Abbrand- und Leistungsverhalten einzustellen.

Abb. 2.6.10/4 zeigt beispielhaft ein MOX-BE mit einem mittleren  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$ -Gehalt von 3,7 w/o bei Verwendung von Pu des sog. Standard-Pu-Isotopenvektors, Trägermaterial Natururan, 2 MOX-Brennstabtypen mit 2,6 w/o  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$  (am BE-Rand) und 4,1 w/o  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$  (im BE-Inneren) sowie 4 Wasserstäben. Dieses MOX-BE ist zum Einsatz zusammen mit U-Nachlade-BE der Anreicherung 4,0 w/o U-235 ausgelegt.

Zur Anpassung an U-BE noch höherer Nachladeanreicherung, Verwendung von abgereichertem Uran als Trägermaterial und bei Verwendung von Pu aus höher abgebrannten U- und MOX-BE sowie von Pu, das durch verzögerte Aufarbeitung einen Teil seines Pu-241 durch radioaktiven Zerfall verloren hat (Halbwertszeit von Pu-241 ca. 14 Jahre), sind zur Erreichung optimaler und zu den U-BE verträglicher Auslegungen

- mittlere  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$ -Gehalte bis ca. 6 w/o und

- bis zu 4 verschiedene MOX-Stabtypen mit bis zu 8 w/o Pu<sub>fiss</sub>

vorzusehen.

In einem Reaktorkern, der Plutonium in bis zu ca. der Hälfte der Nachladebrennelemente rückführt, bleiben die Änderungen der neutronenphysikalischen Eigenschaften des Reaktors wie Kühlmitteltemperaturkoeffizient, Borwirksamkeit oder Steuerelementwirksamkeit weitgehend im Schwankungsbereich der Reaktoreigenschaften verschiedener Beladungen und sind in sicherheitstechnischer Hinsicht nicht entscheidend, d.h. es lassen sich Kernbeladungen zusammenstellen, die die sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen erfüllen.

Zum Einsatz von MOX-BE liegen günstige Betriebserfahrungen mit über 50 000 MOX-Brennstäben aus entsprechenden Einsatzzyklen in mehreren deutschen Kernkraftwerken vor.

### 2.6.10.3.2 Exemplarische Kernbeladungen

Einen wesentlichen Einfluß auf die sicherheitstechnischen Kenngrößen einer individuellen Kernbeladung hat die gewählte Beladestrategie. Demzufolge lassen sich Kernbeladungen durch die Angabe der Beladestrategie charakterisieren. Hierbei wird typisierend unterschieden zwischen **Out-In-Beladung** und **In-Out-Beladung**, wobei in der Praxis auch Übergangsformen realisiert werden.

#### Out-In-Beladung

Die Out-In-Beladung wird durch folgende Merkmale charakterisiert: Die reaktivsten BE, d.h. die BE mit dem höchsten infiniten Neutronen-Multiplikationsfaktor  $k_{\infty}$  (vgl. Abschnitt 2.6.4.1), sitzen vorzugsweise am Kernrand; die weniger reaktiven BE bilden im Inneren des Kerns eine Art Schachbrettmuster. Die besonders reaktiven BE am Kernrand wirken einem Abfallen des Neutronenflusses infolge der Leckverluste entgegen und gestatten so das Einstellen einer besonders flachen radialen Leistungsdichteverteilung.

Abb. 2.6.10/5 zeigt eine beispielhafte Erstkernbeladung mit einer mittleren Anreicherung von 2,7 w/o U-235. Hier wird die Reaktivitätsstaffelung der BE über eine Anreicherungsstaffelung erreicht. Im angegebenen Ausführungsbeispiel

setzt sich die Erstkernbeladung aus BE mit 3 verschiedenen Anreicherungen zusammen (sog. 3-Zonen-Erstkern). Selbstverständlich lassen sich die sicherheitstechnischen Anforderungen auch mit einer feineren Staffelung, z.B. einem 4-Zonen-Erstkern, erfüllen.

Zur Begrenzung der kritischen Anfangsborkonzentration und damit des Kühlmitteltemperaturkoeffizienten sowie zur Abflachung der Leistungsdichteverteilung werden in zahlreichen BE abbrennbare Absorber eingesetzt.

In Folgekernen ergibt sich die Reaktivitätsstaffelung durch das Nebeneinander von neuen Nachlade-BE und teilabgebrannten BE. Der Beladeplan eines Folgekerns geht aus dem Beladeplan des vorangegangenen Kerns durch Umsetzoperationen hervor, die in einem sog. Umsetzplan festgehalten werden. Abb. 2.6.10/6 zeigt als Beispiel den Umsetzplan für den Übergang von einem abgebrannten Gleichgewichtskern zum neuen Folgekern. Der Umsetzplan weist folgende Merkmale auf: Verbrauchte BE mit 3 Standzeiten aus dem Kerninneren werden entladen (mit Ausnahme eines BE, das für eine 4. Standzeit in der Zentralposition eingesetzt wird); BE mit 1 und 2 Standzeiten werden im Kerninneren zusammengestellt; neue BE kommen bevorzugt in die Außenzone des Kerns. Eine Verwendung abbrennbarer Absorber ist in dem angegebenen Beispiel nicht erforderlich. Zum Vergleich der Beladestrategien sind in der Abbildung auch die berechnete radiale Leistungsdichte- und Abbrandverteilung eingetragen.

### In-Out-Beladung

Bei der In-Out-Beladung werden die reaktivsten BE, im Gegensatz zur Out-In-Beladung, im Kerninneren eingesetzt, für den Kernrand werden die BE mit der niedrigsten Reaktivität bevorzugt. Unter reaktivsten BE sind hierbei wiederum die BE der höchsten Anreicherung (Erstkern) bzw. die neuen Nachlade-BE (Folgekern) zu verstehen. BE mit der niedrigsten Reaktivität sind im Erstkern die BE mit der niedrigsten Anreicherung. In Folgekernen sind es i. a. die BE mit den höchsten Abbränden.

Abb. 2.6.10/7 zeigt eine beispielhafte Erstkernbeladung mit In-Out-Beladestrategie und einer mittleren Anreicherung von 2,5 w/o U-235. Ein typischer Belade- und Umsetzplan für einen Folgekern mit In-Out-Beladung ist in Abb. 2.6.10/8 dargestellt, wobei auch hier die berechnete radiale Leistungsdichte- und Abbrandverteilung eingetragen sind.

Im Vergleich zur Out-In-Beladung wird bei der In-Out-Beladung - bei gegebenem BE-Inventar im Erstkern bzw. bei gegebener Nachladeanreicherung und -menge in Folgekernen - die Zykluslänge erhöht. Dies ist auf die Absenkung der radialen Leistungsdichteverteilung am Kernrand und damit auf die Verringerung der radialen Neutronen-Leckverluste zurückzuführen. In Folgekernen bedeutet die Verlängerung der Zykluslänge gleichzeitig eine Erhöhung des Entladeabbrandes. Besonders ausgeprägt ist die Verlängerung der natürlichen Zykluslänge durch den Übergang auf In-Out-Beladung beim Erstkern. So weist der Beispielkern von Abb. 2.6.10/7 eine um ca. 40 Vollasttage größere natürliche Zykluslänge auf als ein - bis auf den abbrennbaren Absorber -aus identischem BE-Inventar zusammengestellter Out-In-Erstkern.

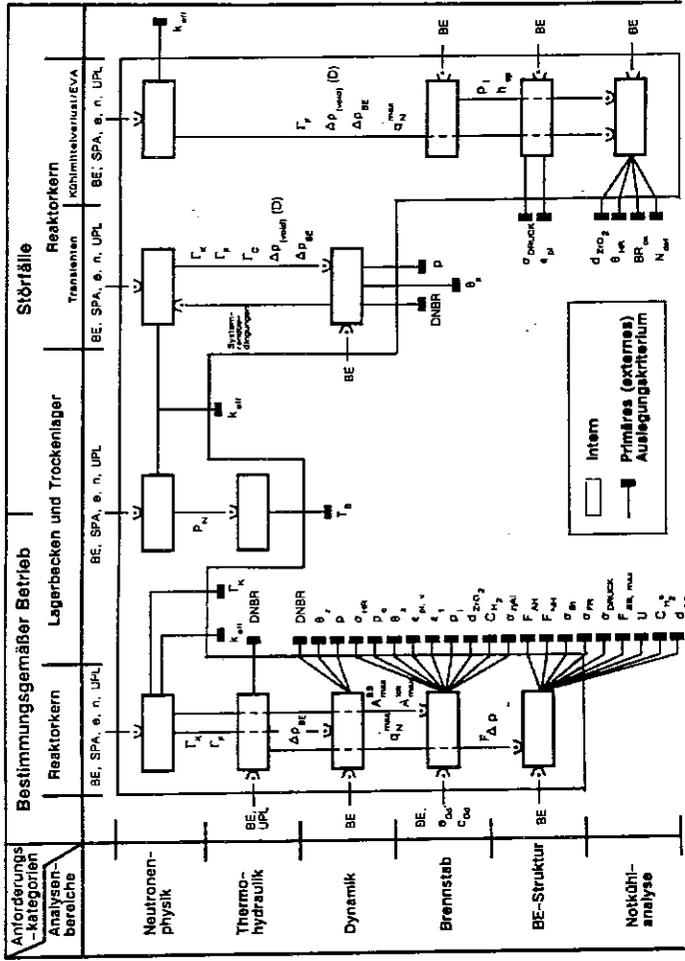
Ein weiterer Vorteil der In-Out-Beladung ist, daß sie tendenziell zu einer Abnahme der BE-Leistungen über der Einsatzzeit führt. Dies wirkt sich günstig auf das Korrosionsverhalten und damit auf das technologische Abbrandpotential der BE aus.

Die Abnahme der Leistungsdichte in den BE am Kernrand bedeutet einen Anstieg der mittleren Leistungsdichte im Kerninneren beim Übergang auf In-Out-Beladung. Dies bedingt tendenziell die verstärkte Verwendung abbrennbarer Absorber - insbesondere auch in Folgekernen hoher Nachladeanreicherung - zur Einstellung einer ausreichend flachen Leistungsdichteverteilung. Dieses Ziel ist jedoch sowohl im Erstkern als auch in Folgekernen problemlos erreichbar.

#### **2.6.10.4 Erfahrung mit Kernbeladungen**

Die Erfahrung an zahlreichen in Betrieb befindlichen Anlagen des Typs DWR 1300 MW zeigt, daß ein weitgespanntes Spektrum unterschiedlicher BE-Auslegungen hinsichtlich Anreicherung und lokaler Verteilung von Spaltstoffen und ggf. abbrennbaren Absorbern zur Verfügung steht. Mit diesen BE-Varianten lassen sich für einen weiten Bereich von Anforderungen bezüglich Nachlademenge und gewünschter Zykluslänge Kernbeladungen zusammenstellen, die die sicherheitstechnischen Rahmenbedingungen erfüllen, somit den Rahmen der Betriebsgenehmigung einhalten.

In Verbindung mit der Fähigkeit zum Lastwechselbetrieb erweist sich damit der DWR 1300 MW gegenüber den Belangen der BE-Einsatzplanung und der Betriebsführung als sehr flexibel und gestattet somit stets einen am aktuellen Bedarf an elektrischer Energie orientierten Betrieb.



**Legende:**

|                 |  |                  |  |                   |  |
|-----------------|--|------------------|--|-------------------|--|
| BE              | BE-Typ   | $t_p$            | Brennstofftemperatur   | $n_{sp}$          | Wärmeübergangszahl im Spalt Brennstab/Hüllrohr |
| SPA             | Spaltzahl im frischen BE   | p                | Kühlmitteldruck  | $n_{hll}$         | Hüllrohrtemperatur                             |
| $\epsilon$      | Anreicherung der neuen Brennelemente   | $n_{hll}$        | Spannung im Hüllrohr   | BR <sub>max</sub> | Bruchzeit des oxidativen Zirkons               |
| $\epsilon_{Cu}$ | Anreicherung der neuen Ge-Stäbe  | $P_c$            | kritischer Bauindruck  | $N_{max}$         | Zahl der deuten Brennstäbe                     |
| $\epsilon_{Gd}$ | Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -Konzentration  | $T_{max}$        | plastische Verformung im Zapfbereich   | $P_k$             | Nachverfälligkeit                              |
| n               | Zahl der neuen Brennelemente   | $t_p$            | transiente Temperaturänderung infolge positiver Leistungsänderungen                            | $T_{sp}$          | Lagerbeckenstemperatur                         |
| UPL             | Beispielpfad   | P                | Brennstabinnendruck  |                   |  |
| $k_{eff}$       | effektiver Multiplikationsfaktor   | $\sigma_{druck}$ | äußere Korrosionsschichtdicke des Hüllrohrs  |                   |  |
| $k_{max}$       | maximale Stabbelastung, die während des Betriebs bei stationärem Nennleistungspegel auftritt | $\sigma_{pl}$    | mittlere H <sub>2</sub> -Aufnahme im Hüllrohr  |                   |  |
| $k_{min}$       | minimaler Brennstab-Abbrand  | $\sigma_{max}$   | Wechselspannung bei dynamischer Beanspruchung  |                   |  |
| $k_{max}$       | maximaler lokaler Abbrand  | $F_{max}$        | Abstandhalter-Eigenlast bei Betriebstemperatur zum Ende der BE-Lebensdauer                     |                   |  |
| $k_{max}$       | Kühlmitteltemperaturkoeffizient der Reaktivität (Nennlast, Xenongleichgewicht)               | $U$              | Nudalmaßfaktor   |                   |  |
| $k_{max}$       | Brennstabtemperaturkoeffizient der Reaktivität (Nennlast, Xenongleichgewicht)                | $C_{max}$        | Spannungen in den Strukturen ohne Führungstprobe   |                   |  |
| $k_{max}$       | Brennstabtemperaturkoeffizient der Reaktivität (Nennlast, Xenongleichgewicht)                | $d_{max}$        | Spannungen in den Führungstproben  |                   |  |
| $k_{max}$       | Brennstabtemperaturkoeffizient der Reaktivität (Nennlast, Xenongleichgewicht)                | $d_{max}$        | Axiale Durchspannungen in den Führungstproben  |                   |  |
| $k_{max}$       | Brennstabtemperaturkoeffizient der Reaktivität (Nennlast, Xenongleichgewicht)                | $d_{max}$        | Axiale Druckbelastung der Brennstäbe durch Reibungskräfte zwischen Brennstab und Abstandhalter |                   |  |
| $k_{max}$       | Brennstabtemperaturkoeffizient der Reaktivität (Nennlast, Xenongleichgewicht)                | $d_{max}$        | kumulativer Auslastungsfaktor  |                   |  |
| $k_{max}$       | Brennstabtemperaturkoeffizient der Reaktivität (Nennlast, Xenongleichgewicht)                | $d_{max}$        | mittlere H <sub>2</sub> -Aufnahme in Zr <sub>2</sub> -Strukturteilen                           |                   |  |
| $k_{max}$       | Brennstabtemperaturkoeffizient der Reaktivität (Nennlast, Xenongleichgewicht)                | $d_{max}$        | axialer Feuerum der Brennstäbe   |                   |  |
| $k_{max}$       | Brennstabtemperaturkoeffizient der Reaktivität (Nennlast, Xenongleichgewicht)                | $d_{max}$        | bleibende Verformung der Abstandhalter   |                   |  |

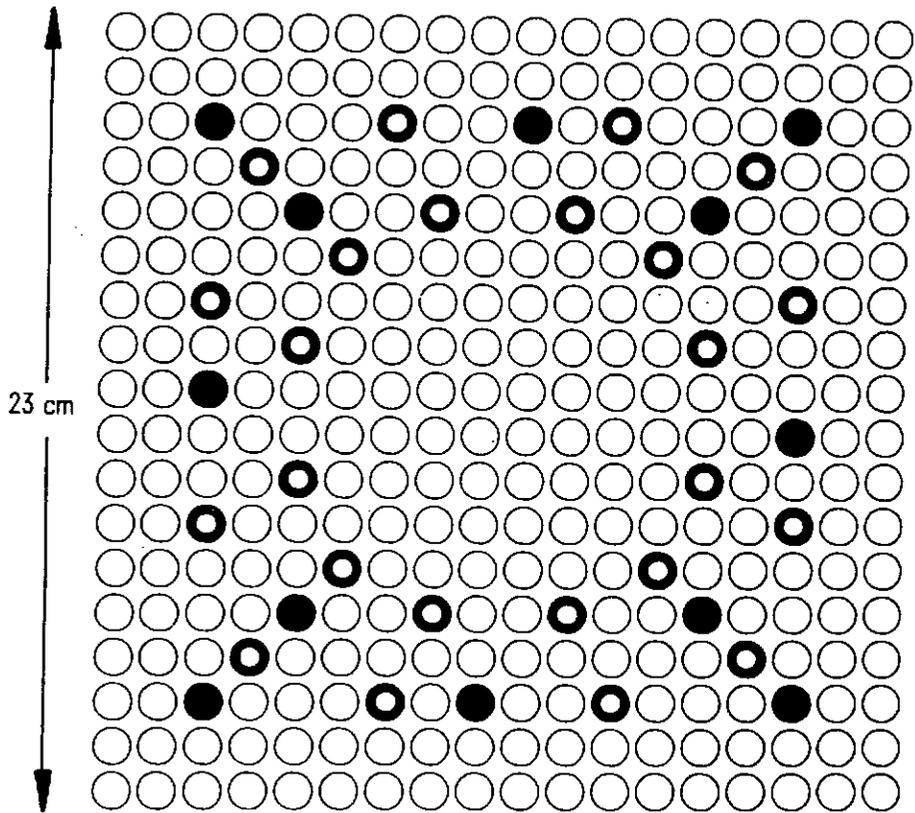
**Kernkraftwerk Stendal C/D**

Struktur der Sicherheitsanalyse für konkrete Kernbelastung

**SIEMENS Energieerzeugung KWU**

Abb.: 2.6.10/1

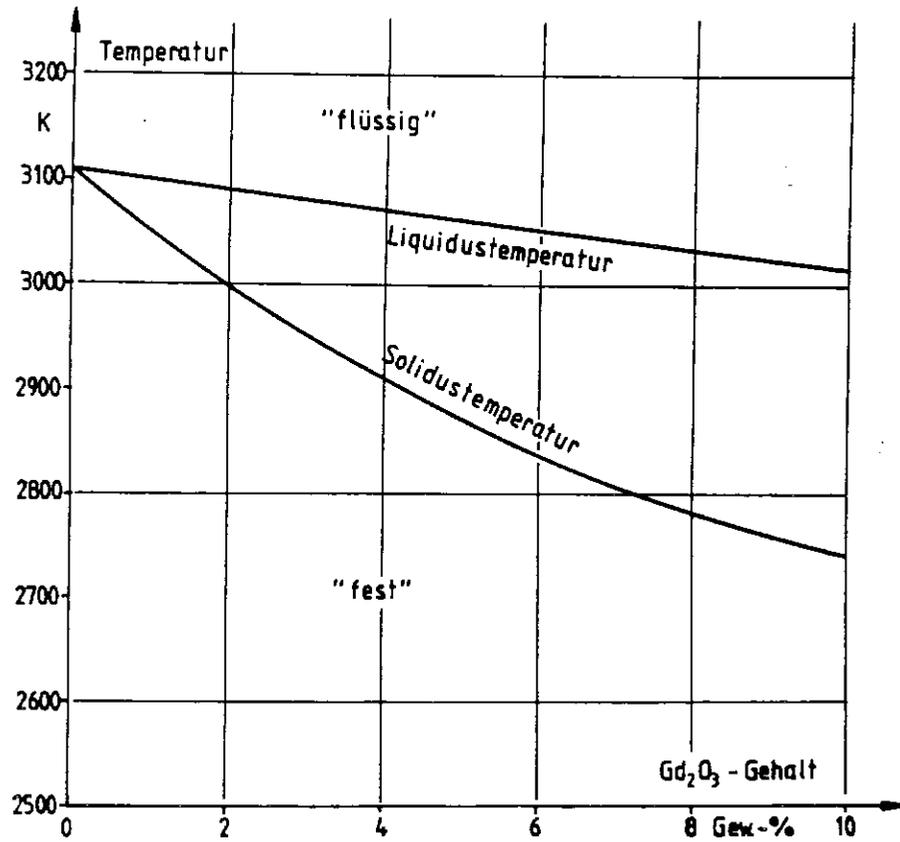
DWR 1300 08.90



18 x 18 Gitterpositionen  
 24 Führungsrohre  
 18 x 18 - 24 = 300 Brennstäbe

- Brennstab ohne Gd
- Brennstab mit Gd
- ◉ Führungsrohr

|   |                |
|---|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>  |                |
| Gitterstruktur eines 18 x 18 BE<br>mit abbrennbaren Absorbern<br>(Ausführungsbeispiel mit 12 Gd-Stäben) |                |
| <b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU   |                |
| Abb.: 2.6.10/2  | DWR 1300 08.90 |



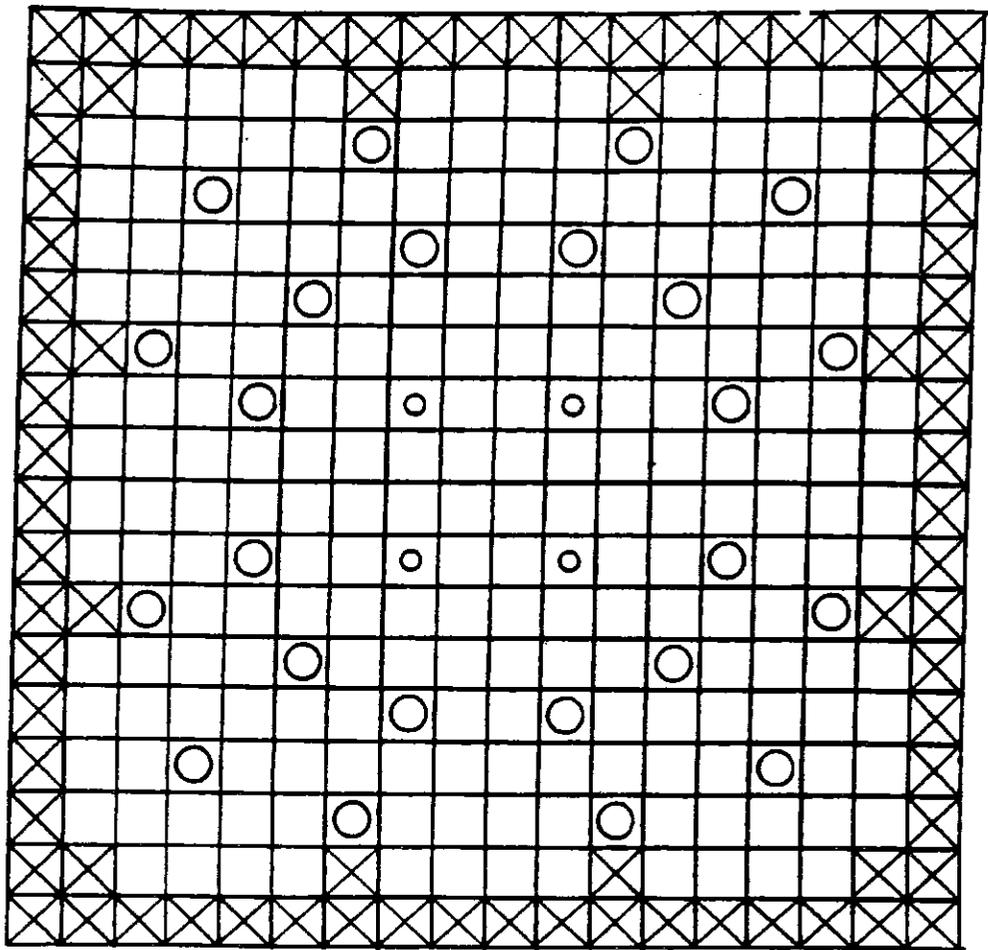
**Kernkraftwerk Stendal C/D**

Schmelztemperatur von UO<sub>2</sub>/Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> als Funktion des Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Gehaltes

**SIEMENS** Energieerzeugung KWU

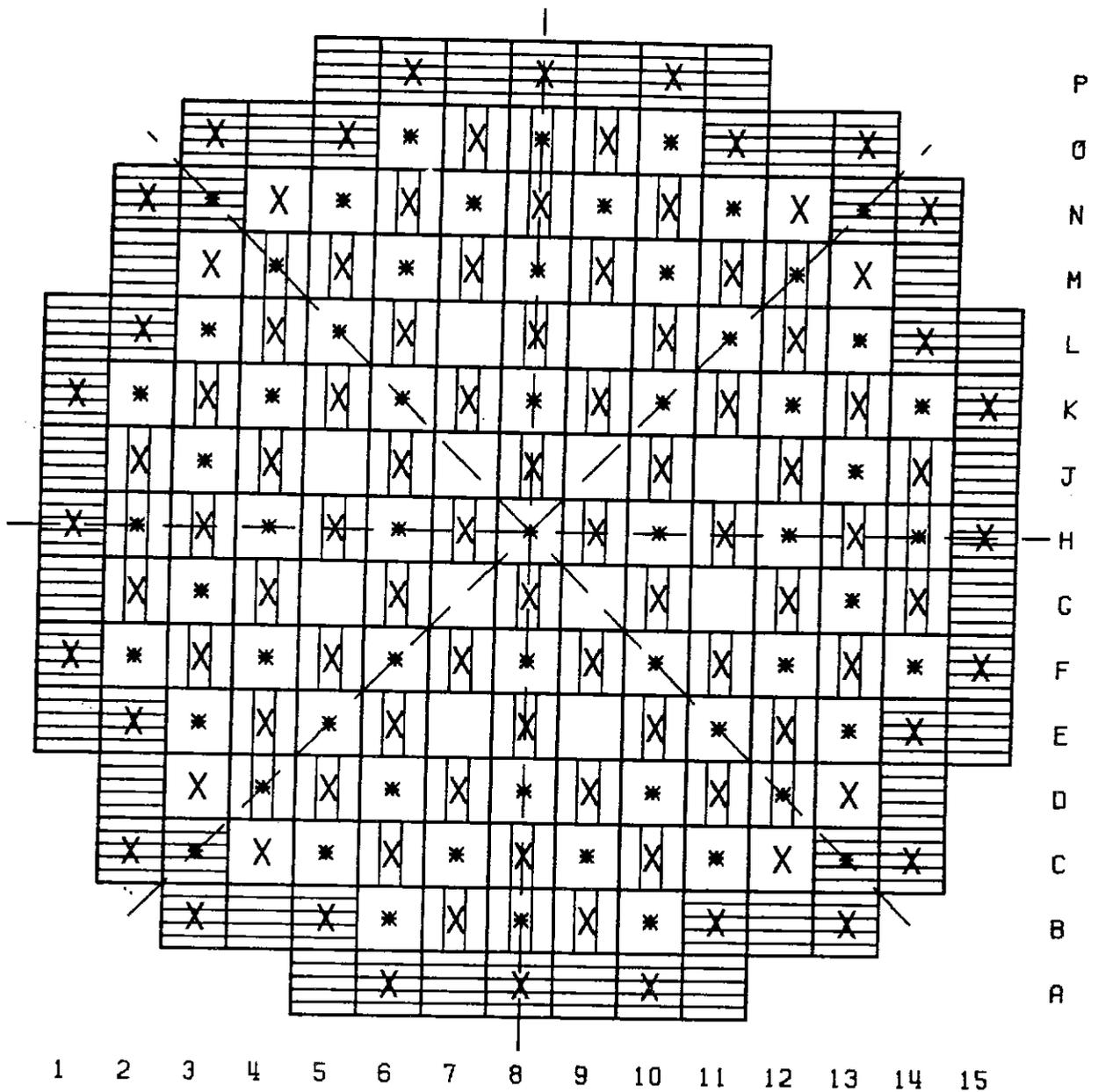
Abb.: 2.6.10/3

DWR 1300 08.90



- ⊠ 80 BS 2.6 w/o  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$
- 216 BS 4.1 w/o  $\text{Pu}_{\text{fiss}}$
- 24 SE-Führungsrohre
- 4 Wasserstäbe

|  |                |
|--|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>   |                |
| Gitterstruktur eines MOX-BE,<br>Bsp.: Typ 18 x 18-24-4<br>mit einer mittleren Anreicherung von<br>3.7 w/o $\text{Pu}_{\text{fiss}}$ in Natururan |                |
| <b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>  |                |
| Abb.: 2.6.10/4   | DWR 1300 08.90 |



U235 ANREICHERUNG IN W/O



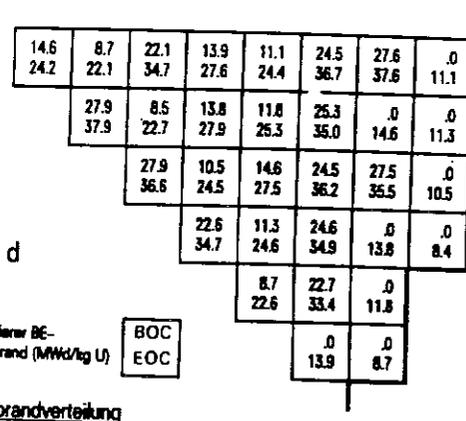
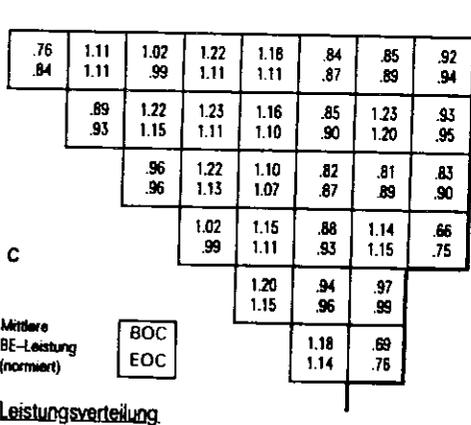
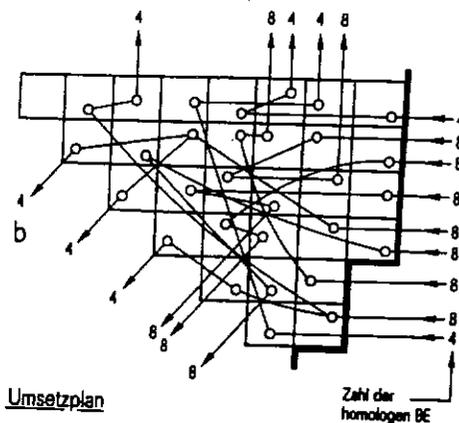
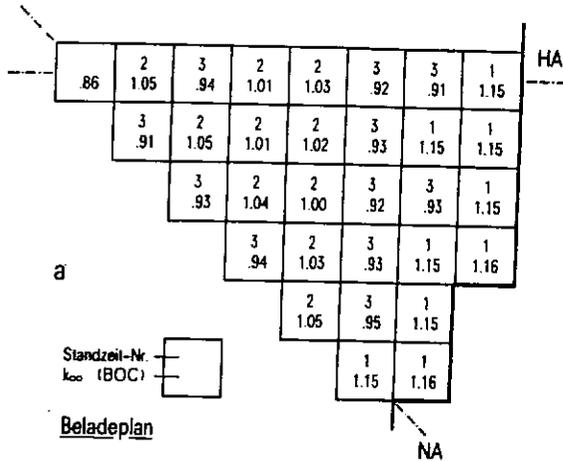
2.1 (69)      2.8 (68)      3.5 (56)

(ZAHL DER BE)

\* BE MIT SE-  
POSITION

X BE MIT  $\text{Gd}_2\text{O}_3$

|   |                |
|---|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>  |                |
| Exemplarischer Erstkern mit<br>OUT-IN-Beladung,<br>Mittlere Anreicherung 2,7 w/o U235 |                |
| <b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU   |                |
| Abb.: 2.6.10/5  | DWR 1300 08.90 |

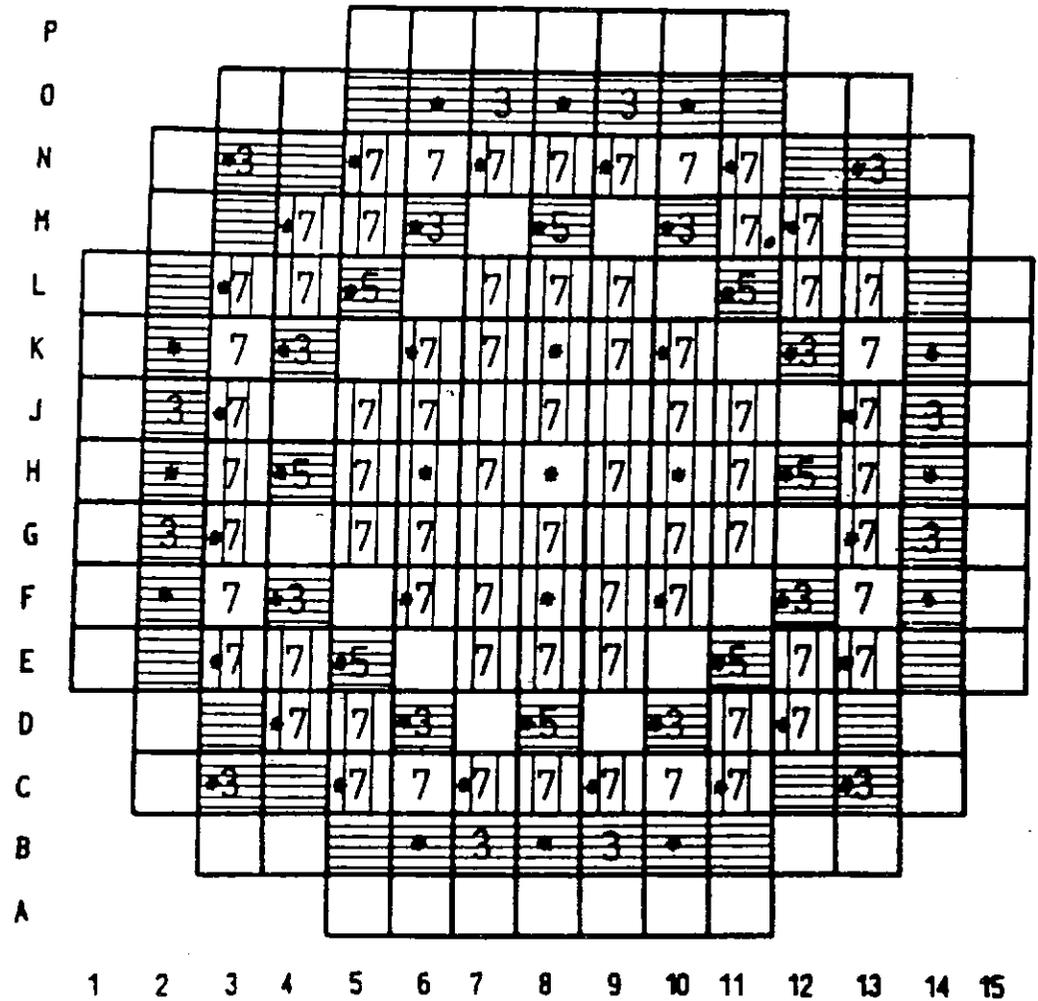


Oktantsymmetrie:

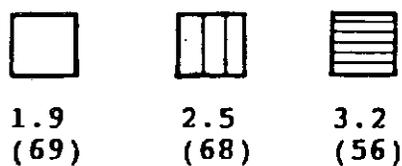
HA - Hauptachse

NA - Nebenachse

|   |                |
|---|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>  |                |
| Exemplarischer Gleichgewichtskern mit<br>OUT-IN-Beladung;<br>Nachladeanreicherung 3.35 w/o U235 |                |
| <b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>   |                |
| Abb.: 2.6.10/6  | DWR 1300 08.90 |



U235 Anreicherung in w/o



Alle BE mit Zirkaloy-FR  
und Inconel-AR

(Zahl der BE)

BE mit SE-  
Position

BE mit x w/o  $GD_2O_3$   
in 12 Brennstäben

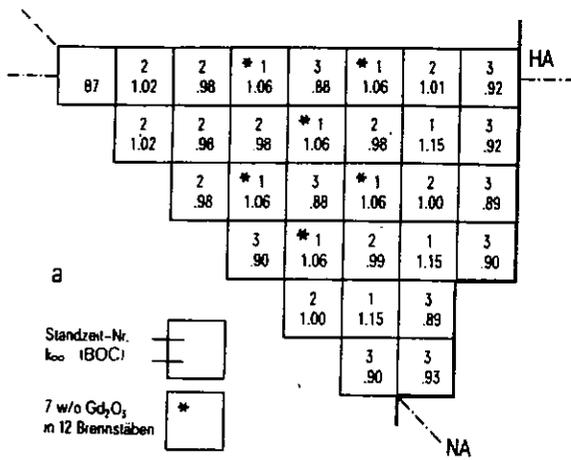
**Kernkraftwerk Stendal C/D**

Exemplarischer Erstkern mit  
IN-OUT-Beladung,  
Mittlere Anreicherung 2,5 w/o U235

**SIEMENS** Energieerzeugung KWU

Abb.: 2:6.10/7

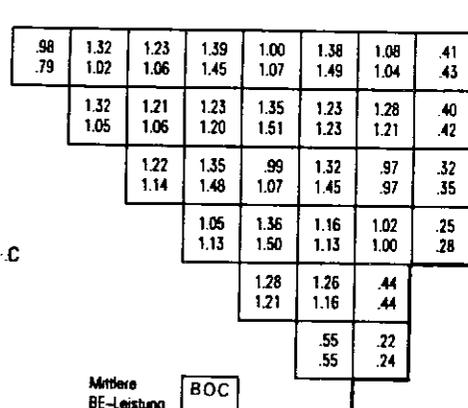
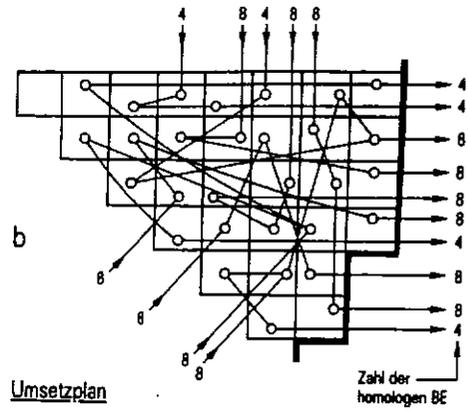
DWR 1300 08.90



Standzeit-Nr.  
k<sub>oo</sub> (BOC)   

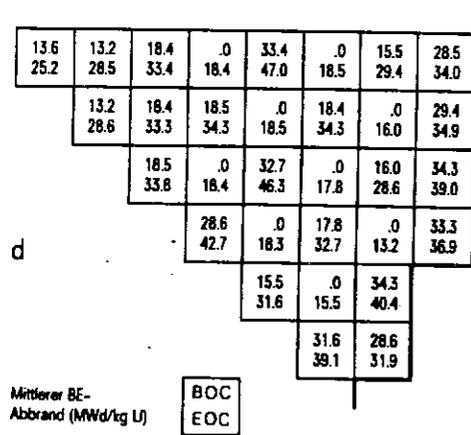
7 w/o Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>  
in 12 Brennstäben \*

Beladeplan



Mittlere  
BE-Leistung  
(normwert) BOC  
EOC

Leistungsverteilung



Mittlerer BE-  
Abbrand (MWd/tg U) BOC  
EOC

Abbrandverteilung

Oktantsymmetrie:

HA - Hauptachse

NA - Nebenachse

**Kernkraftwerk Stendal C/D**

Exemplarischer Gleichgewichtskern mit  
IN-OUT-Beladung;  
Nachladeanreicherung 3.35 w/o U235

**SIEMENS Energieerzeugung KWU**

Abb.: 2.6.10/8

DWR 1300 08.90

## 2.7 Reaktorkühlsystem (JA/JE)

Das Reaktorkühlsystem besteht im wesentlichen aus

- dem Reaktordruckbehälter
- vier Dampferzeugern
- vier Kühlmittelpumpen
- den verbindenden Kühlmittleitungen
- dem Druckhalter
- dem Abblasebehälter mit Kühlkreis
- den Sprühventilen, dem Abblaseventil und den Sicherheitsventilen

Jeweils ein Dampferzeuger und eine Kühlmittelpumpe bilden zusammen mit den verbindenden Rohrleitungen einen der vier zueinander parallel geschalteten Kühlkreis. Das Reaktorkühlsystem und die Abgrenzung zu den anschließenden Systemen ist aus dem Schaltplan ersichtlich.

Zur Druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels im Sinne der RSK-LL 4.1 gehören

- der Reaktordruckbehälter
- die kühlmittelführenden Teile der Dampferzeuger
- der Druckhalter
- die Kühlmittelpumpen
- verbindende Kühlmittleitungen
- kühlmitteldruckführende Anschlußleitungen zu anderen Systemen bis einschließlich deren erster Absperrarmatur
- Abblaseventil und Sicherheitsventile einschließlich Anschluß an den Druckhalter.

## 2.7.1 Beschreibung und Auslegung

### 2.7.1.1 Funktionsbeschreibung

(Abb. 2.7.1.1/1 bis 3)

#### 2.7.1.1.1 Aufgabe des Reaktorkühlsystems

Das Reaktorkühlsystem führt die im Kern erzeugte Wärme über die Dampferzeuger an die Dampfkraftanlage ab. Als Wärmeträger dient Kühlmittel (vollentsalztes Wasser mit Zusätzen), das in jedem Kühlkreis durch die Hauptkühlmittelpumpe umgewälzt wird.

Zur Aufrechterhaltung des Kühlmitteldruckes und zum Ausgleich von Volumenänderungen ist an einen Kühlkreis der Druckhalter angeschlossen.

#### 2.7.1.1.2 Randbedingungen für die Auslegung

Das Reaktorkühlsystem ist wärmetechnisch so ausgelegt, daß während des Normal-Betriebes im Reaktorkern eine ausreichende Unterkühlung vorhanden ist. Mit Hilfe des thermischen Druckhalters wird das Kühlmittel auf einem Druck gehalten, der über dem zur Reaktoraustrittstemperatur gehörenden Sättigungsdruck liegt (Prinzip des Druckwasserreaktors).

Die wärmetechnische Auslegung des Reaktorkühlsystems wird sowohl von der Sicherheit gegen das Auftreten von Filmsieden an den Brennstäben als auch von der Dampferzeugergröße und der Leistung der Kühlmittelpumpen bestimmt und wird entsprechend den Anforderungen von KTA 3101.1 vorgenommen.

Das Reaktorkühlsystem und die dazugehörigen Anlagenteile sind so ausgelegt, daß sie den sowohl bei stationären als auch bei instationären Betriebszuständen auftretenden Temperaturen und Druckbelastungen standhalten (s. Abschnitt 2.7.1.3). Diese umfassen sowohl das Aufheizen und Abkühlen des Reaktorkühlsystems als auch Lastrampen und Lastsprünge im Betriebsbereich einschließlich Lastabwurf, Turbinenschnellschluß und Reaktorschnellabschaltung.

### 2.7.1.1.3 Schaltplan und Zusammenwirken der Komponenten (Abb. 2.7.1.1/1 und 2)

Vom Reaktor gelangt das Kühlmittel durch die Kühlmittleitungen in die Dampferzeuger, durchströmt die wärmetauschenden U-Rohre und kühlt sich dabei ab. Die Kühlmittelpumpen fördern das abgekühlte Kühlmittel in den Reaktordruckbehälter zurück.

In den Wasserbereich des Druckhalters mündet die mit dem heißen Abschnitt einer Kühlmittleitung zwischen Reaktordruckbehälter und Dampferzeuger verbundene Volumenausgleichsleitung. Hinter den Kühlmittelpumpen zweier Kühlkreise zweigen Sprühleitungen zu den Sprühdüsen im Druckhalter ab. Im Wasserbereich des Druckhalters befinden sich elektrische Heizstäbe. Mit den elektrischen Heizstäben und der Sprüheinrichtung wird der Kühlmitteldruck geregelt.

Am Reaktordruckbehälter-Deckel schließt am höchsten Punkt eine Entlüftungsleitung an, die eine Entlüftung des Reaktordruckbehälters in den Druckhalter oder in den Abblasebehälter ermöglicht.

Der Abblasebehälter ist über Ausblaseleitungen mit dem Abblaseventil und den Sicherheitsventilen verbunden, die als Kompaktarmaturen am Dom auf dem Druckhalter angeflanscht sind. Die Ventile blasen beim Ansprechen Dampf in den Dom des Abblasebehälters ein. Dieser Dampf wird durch ein Verteilersystem in die Wasservorlage des Abblasebehälters eingeleitet und kondensiert. Die Wasservorlage wird durch einen Kühlkreislauf gekühlt.

Abblaseventile und Sicherheitsventile werden bei einem fest eingestellten Druck (s. Abschnitt 2.7.1.2.2) durch Steuerventile geöffnet. Über zusätzliche Bleed-Ventile (s. Abschnitt 2.7.2.4.2) ist im Rahmen von Notfallschutzmaßnahmen (s. Kap. 8) auch ein Öffnen bei niedrigerem Druck möglich.

#### 2.7.1.1.4 Angeschlossene Systeme (Abb. 2.7.1.1/3)

An das Reaktorkühlsystem sind absperrbar angeschlossen (siehe auch Abschn. 2.7.2.4):

- das Volumenregelsystem (KBA)
  - das Zusatzboriersystem (JDH)
  - das Not- und Nachkühlsystem (JN)
  - die Nukleare Anlagenentwässerung (mit Anlagenentlüftung) (KTA/KTB)
  - die Nukleartechnischen Probeentnahmesysteme (KU)
- sowie an den Abblasebehälter
- die Deionatversorgung (GHC)
  - das Abgassystem (KPL)
  - die zentrale Gasversorgung (QJB)

#### 2.7.1.1.5 Aufstellung und Abstützung der Komponenten

Die Komponenten des Reaktorkühlsystems (Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Kühlmittelpumpen, Druckhalter und Abblasebehälter) sind so aufgestellt und abgestützt, daß neben den betrieblichen bzw. EVA-Belastungen auch die entsprechend RSK-LL 21.1 zu unterstellenden Reaktionskräfte aus postulierten Leckquerschnitten sicher aufgenommen werden können (s. Abschnitt 2.2.3.3). Das Konzept der Stützkonstruktionen für die Komponenten des Reaktorkühlsystems sieht den Reaktordruckbehälter als Festpunkt vor. Die angeschlossenen Kühlmittleitungen sind sehr kurz ausgeführt und übertragen Wärmebewegungen des Systems auf die Dampferzeuger und Kühlmittelpumpen, die in der Ebene der Kühlmittleitungen horizontal verschiebbar aufgehängt sind.

Aufgabe der Stützkonstruktionen ist es,

- den Reaktordruckbehälter im Gebäude zu zentrieren
- die horizontale Verschiebbarkeit von Dampferzeugern in der Ebene der Kühlmittleitungen und Kühlmittelpumpen zu ermöglichen
- die Betriebslasten sowie die aus EVA-Störfällen oder bei einem Bruch anschließenden Leitungen auf die Komponenten wirkenden Belastungen aufzunehmen und auf den Baukörper zu übertragen.

### Reaktordruckbehälter-Abstützung

Die Reaktordruckbehälter-Abstützung befindet sich in Höhe des Reaktordruckbehälter-Deckelflansches und ist als geschlossener, vieleckiger Ring ausgebildet. Der Reaktordruckbehälter liegt mit seinen Tragpratzen auf den Tragkonsolen der Abstützung auf und wird durch entsprechende Paßplatten so geführt, daß radiale Wärmedehnungen möglich sind, Horizontalverschiebungen jedoch verhindert werden.

Damit die Kräfte unmittelbar auf die Gebäudestruktur übertragen werden können, ist die Reaktordruckbehälter-Abstützung in eine nutförmige Ausnehmung des Gebäudes einbetoniert.

Zur Aufnahme der nach unten wirkenden Kräfte sind entsprechende Gegenlager im Beton eingesetzt. Die bei einem Störfall auch horizontal und nach oben wirkenden Kräfte werden durch in die Gebäudestruktur ragende Anschläge bzw. durch die überragende Betonschulter der Reaktorraumwände abgetragen.

Zwischen Abstützung und Druckbehälter-Unterteil ist auf der Flansch-Dichtfläche eine Dichtmembrane eingeschweißt, die die Reaktorgrube gegen den darüber befindlichen Reaktorraum abdichtet. Sie ist so dimensioniert, daß sie der Wasserlast beim Fluten des Reaktorraumes standhält.

Alle Oberflächen der Abstützung, die beim Fluten des Reaktorraumes von Wasser benetzt werden, sind mit rostfreiem Stahl ausgekleidet.

### Dampferzeugerabstützung

Die horizontale Verschiebbarkeit der Dampferzeuger im unteren Bereich, d. h. in der Ebene der Kühlmittleitungen, wird dadurch erreicht, daß er an zwei Pendelstangen aufgehängt wird.

Die Pendelstangen hängen an Trägern, die auf der den Dampferzeuger umgebenden Betonstruktur aufliegen und in dieser verankert sind. Die Tragpratzen am Dampferzeuger sind im Bereich des Rohrbodens senkrecht zur horizontalen Wärmebewegungsrichtung der Dampferzeuger angeordnet. Pendelstangen und Ab-

stützung sind so ausgebildet, daß von unten nach oben gerichtete Kräfte auf das Gebäude übertragen werden.

Neben den beiden Tragpratzen sind, 90° am Umfang versetzt, zwei weitere Pratzen in Rohrbodenhöhe angeordnet. Diese dienen zur Übertragung von Horizontalkräften auf Anschläge, die im umgebenden Beton verankert sind.

Die zweite horizontale Abstützung der Dampferzeuger erfolgt am Frischdampfleitungsstützen am oberen Ende der Dampferzeuger. Dadurch werden die Dampferzeuger am oberen Ende in horizontaler Richtung festgehalten. Diese Abstützung erlaubt thermisch bedingte Längenänderungen und eine Kippbewegung der Dampferzeuger.

#### Kühlmittelpumpenabstützung

Die Kühlmittelpumpen sind an drei Pendelstangen aufgehängt. Die Pendelstangen hängen an im Baukörper verankerten und die Pumpen im Motorlaternenbereich umgebenden Trägern. Nach oben gerichtete Kräfte sind ebenfalls abtragbar.

#### Druckhalter- und Abblasebehälterabstützung

Die anschließenden Rohrleitungen sind elastisch verlegt, so daß beide Behälter den Festpunkt bilden.

Der Druckhalter ist in zwei Ebenen abgestützt. Die am Behälter angebrachten Pratzen übertragen die Kräfte und Momente über Stützelemente an den Baukörper und werden so geführt, daß die radiale und axiale Wärmedehnung des Behälters ermöglicht wird.

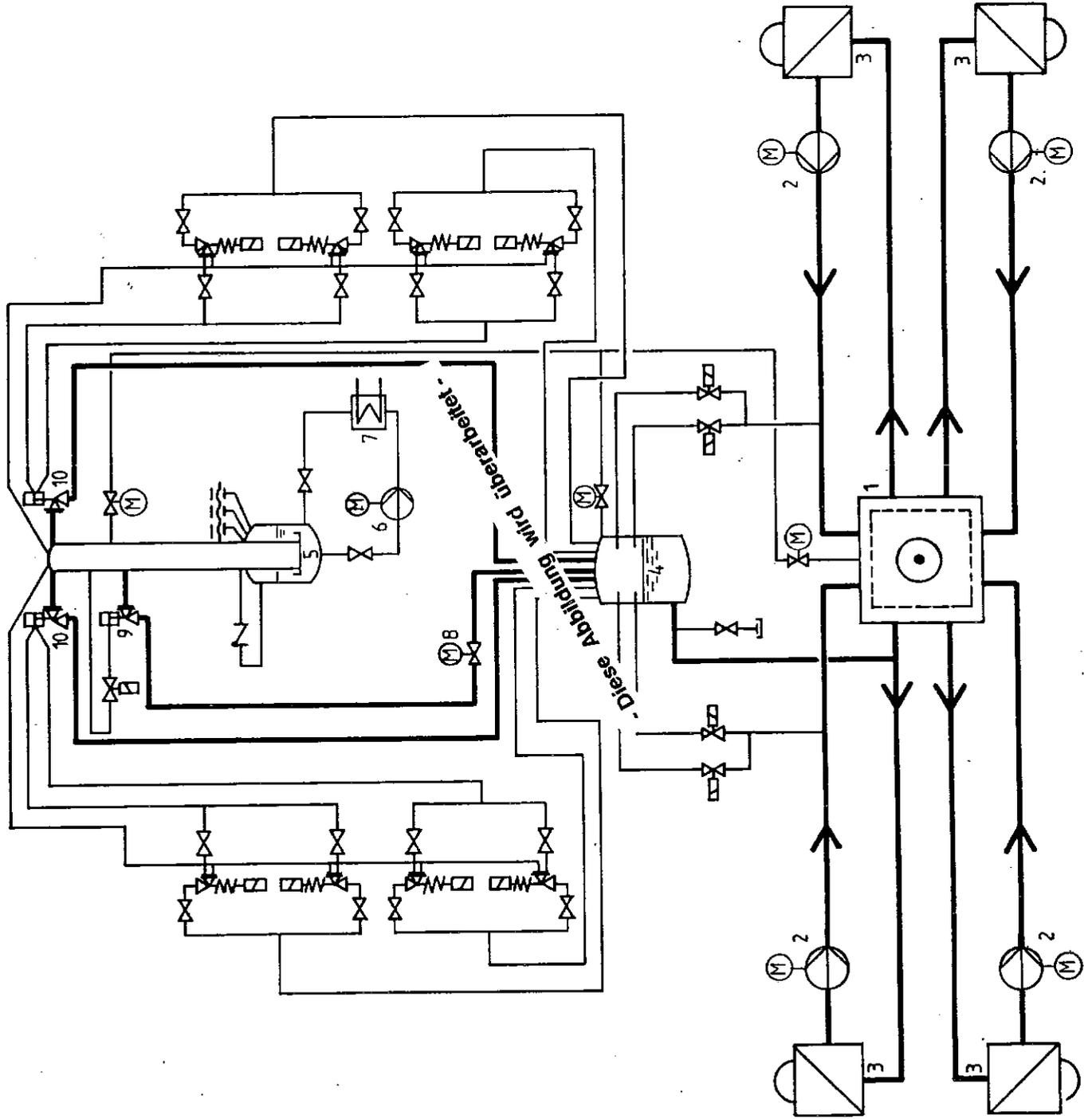
Der Abblasebehälter ist über eine Standzarge auf einem Betonfundament verankert.

#### 2.7.1.1.6 Wasserchemie des Reaktorkühlsystems

Das Reaktorkühlmittel wird aus folgenden Gründen mit isotonenreinem Lithium-7-hydroxid und mit Wasserstoff chemisch konditioniert:

- Durch die Zugabe von Lithium-7-hydroxid wird der pH-Wert erhöht und die Metallabgaberate der Strukturwerkstoffe auf ein Minimum reduziert, sowie dem Auftreten selektiver Korrosionsformen entgegengewirkt.
- Durch eine koordinierte B/Li-Fahrweise werden die Transportraten der Korrosionsprodukte zwischen den Bereichen höherer und tieferer Temperatur gering gehalten und damit die Ablagerung von Korrosionsprodukten auf den Brennelementoberflächen und entsprechend der Dosisleistungsaufbau minimiert.
- Der dem Reaktorkühlmittel zugesetzte Wasserstoff unterdrückt die strahlenchemische Sauerstoffbildung und bindet eingeschleppten Sauerstoff.
- Die Chloridkonzentration wird begrenzt, weil durch diesen Stoff selektive Korrosionsformen hervorgerufen werden können.
- Die Erhöhung der Hydroxylionenkonzentration durch Lithium-7-hydroxid wirkt der Adsorption von Bor an Korrosionsprodukten entgegen, so daß lokale Reaktivitätsveränderungen vermieden werden.

- 1 Reaktordruckbehälter
- 2 Kühlmittelpumpe
- 3 Dampferzeuger
- 4 Druckhalter
- 5 Abblasebehälter
- 6 Abblasebehälterpumpe
- 7 Abblasebehälterkühler
- 8 Absperrventil vor Abblaseventil
- 9 Abblaseventil
- 10 Sicherheitsventil



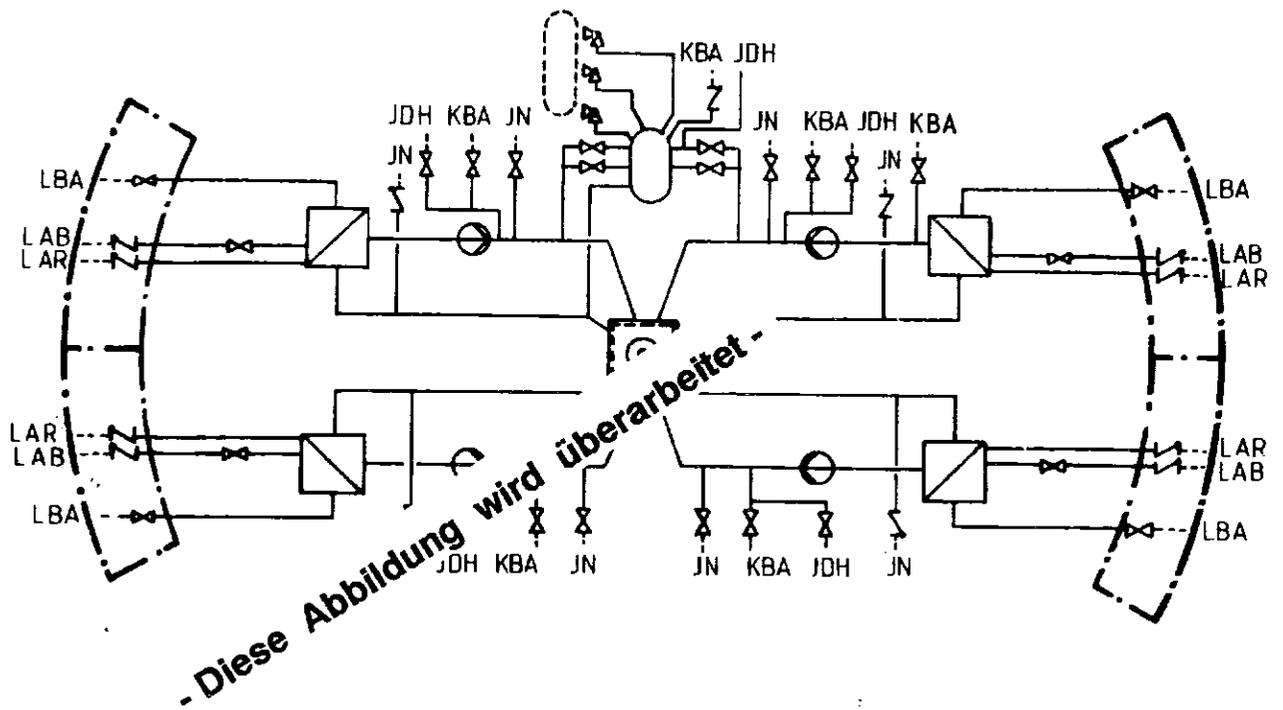
Kernkraftwerk Stendal C/D

Reaktorkühlsystem ( JE )  
Prinzipdarstellung

**SIEMENS** Energieerzeugung KWU

Abb.: 2.7.1.1/1

DWR 1300 08.90



- JN Nct-und Nachkühlsystem
- JDH Zusatzboilersystem
- KBA Volumenregelsystem
- LAB Speisewasser-Leitungssystem
- LAR Notspeise-Leitungssystem
- LBA Frischdampf-Leitungssystem

|   |                |
|---|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>  |                |
| Druckführende Umschließung<br>des Reaktorkühlmittels und<br>Dampferzeugerbespeisung |                |
| <b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>   |                |
| Abb.: 2.7.1.1/3   | DWR 1300 08.90 |

### 2.7.1.2 Auslegungsdaten

(s. Tab. 2.7.1.2/1 u. 2; Abb. 2.7.1.2/1 u. 2)

#### 2.7.1.2.1 Wesentliche Kenndaten

(Tab. 2.7.1.2/1)

Betriebsdruck, Kühlmittelintrittstemperatur in den Reaktor und Kühlmitteldurchsatz ergeben sich aus den Randbedingungen für die Auslegung (Abschn. 2.7.1.1.2).

#### 2.7.1.2.2 Grenzwerte für die Druckregelung und Druckbegrenzungsmaßnahmen

(Tab. 2.7.1.2/2)

Heizung und Sprühung des Druckhalters und Ansprechen des Abblaseventils werden durch Grenzwerte ausgelöst, die gestaffelt beiderseits des stationären Betriebsdruckes liegen. Die Sicherheitsventile sprechen oberhalb dieses Bereiches an und schützen das Reaktorkühlsystem vor unzulässigem Überdruck.

Der Druckhalter-Dampfraum und die Druckhalter-Sicherheitsventile wurden ausgelegt für folgenden Ereignisablauf:

- Turbinenschnellschluß aus Vollast
- Ansprechen der Frischdampf-Sicherheitsventile
- Schnellabschaltung des Reaktors von den Reaktorschutzgrenzwerten „Kühlmitteldruck zu hoch“ bzw. „FD-Druck zu hoch“.

Um den größtmöglichen Temperaturanstieg im RKS, die maximale Volumendehnung im Druckhalter und den größten Druckanstieg zu erhalten, wurde die Wirksamkeit folgender, teilweise redundanter Maßnahmen nicht berücksichtigt:

- Ansprechen der Frischdampf-Umleitstation
- Steuerelement-Einwurf
- Kühlmittel-Temperaturregelung
- Kühlmittel-Druckregelung
- Reaktorschnellabschaltung von ggf. früher erreichten Ansprechgrenzwerten

- Kühlmitteldruck-Begrenzung

Der Abblasebehälter ist so dimensioniert, daß er die beim Auslegungsfall für die Druckhalter-Sicherheitsventile anfallende Dampfmenge ohne Ansprechen der Berstscheiben aufnehmen kann.

Das im Ansprechdruck vorgelagerte Abblaseventil vermindert die Ansprechwahrscheinlichkeit der Sicherheitsventile.

#### 2.7.1.2.3 Teillastverhalten (Abb. 2.7.1.2/1)

Beim Siemens-Druckwasserreaktor werden zwei verschiedene Prinzipien der Führung von Kühlmitteltemperatur und Frischdampfdruck bei Teillast angewendet („stationäres Teillastdiagramm“):

- Konstanthaltung der mittleren Kühlmitteltemperatur über der Last. Der Frischdampfdruck steigt bei abnehmender Last.
- Konstanthaltung des Frischdampfdruckes über der Last. Die mittlere Kühlmitteltemperatur sinkt bei abnehmender Last.

Bei dem gewählten Teillastdiagramm wird im oberen Lastbereich ein Betrieb mit konstanter mittlerer Kühlmitteltemperatur vorgesehen, während im unteren Lastbereich die mittlere Kühlmitteltemperatur mit abnehmender Last abgesenkt und dabei der Frischdampfdruck konstant gehalten wird. Der Vorteil der konst. mittleren Kühlmitteltemperatur im oberen Lastbereich liegt in der großen möglichen Laständerungsgeschwindigkeit bei nur geringen Volumenänderungen des Kühlmittels (daher nur kleines Druckhaltervolumen notwendig) und verminderter Steuerelementbewegung. Der Vorteil des konstanten Frischdampf-Druckes im unteren Lastbereich besteht in einem niedrigen Auslegungsdruck der Dampfkraftanlage.

Die Auslegungsprinzipien des Reaktorkühlsystems sind:

- Ausnutzung der Selbstregeleigenschaften des DWR aufgrund der negativen Reaktivitätskoeffizienten von Kühlmittel und Brennstoff. Es sind nur wenige

Steuerelementbewegungen zur Regelung der mittleren Kühlmitteltemperatur notwendig;

- Ausnutzung der Wärmespeicherfähigkeit des Reaktorkühlsystems der Dampferzeuger und der Dampfkraftanlage.

Mit abnehmender Last steigt der Frischdampfdruck bei konstanter mittlerer Kühlmitteltemperatur an. Der um 3 bar höhere Ansprechwert der Frischdampf-Maximaldruckbegrenzung wird dem aktuellen Frischdampfdruck nachgeführt und bei Erreichen von ca. 80 bar konstant gehalten.

Nach diesem Teillastverhalten wird die Anlage im Normalbetrieb zwischen ca. 50 und 100 % gefahren. Die Sicherheitsventile der Dampfkraftanlage sind in ausreichendem Abstand über dem maximalen Ansprechwert der FD-Maximaldruckbegrenzung eingestellt.

Soll die Anlage auf Leistungen unterhalb ca. 50 % abgefahren werden, wird mit weiterer Absenkung der Generatorleistung der Arbeitspunkt der Regelung der mittleren Kühlmitteltemperatur bis ca. 40 % Leistung abgesenkt und dann bis ca. 30 % wieder konstant gehalten, so daß der Ansprechwert der FD-Maximaldruckbegrenzung nicht erreicht wird. Unterhalb einer Leistung von 30 % spricht die FD-Maximaldruckbegrenzung an. Die überschüssige FD-Menge wird über die FD-Umleitstation in den Kondensator abgeblasen. Um die Überschubleistung gering zu halten, erfolgt das Abfahren des Reaktors auf Leistungen unter 30 % bis zu ca. 15 % durch weiteres Absenken des Sollwertes für die mittlere Kühlmitteltemperatur.

Da die Kühlmitteltemperaturregelung unterhalb von etwa 15 % Last instabil werden kann, wird der Reaktor zum Abfahren der Anlage auf noch kleinere Leistung auf Neutronenflußregelung geschaltet, wobei die Turbine ihre Leistung drehzahl geregelt abgibt. Der Frischdampfdruck wird durch die Umleitstation konstant gehalten und die Kühlmitteltemperaturen stellen sich entsprechend der gefahrenen Reaktorleistung nach dem Teillastdiagramm ein.

Während des stationären Betriebes der Reaktoranlage wird der Kühlmitteldruck durch die Druckregelung konstant gehalten.

#### 2.7.1.2.4 Höhenschema des Reaktorkühlsystems

(Abb. 2.7.1.2/2)

Im Hinblick auf die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor, wenn die Kühlmittelpumpen nicht verfügbar sind, ist eine Anordnung der Wärmeübertragungsflächen notwendig, bei der die Wärmequelle tief und die Wärmesenke hoch liegen, damit sich ein Naturumlauf des Kühlmittels einstellt. Die gewählte Anordnung erfüllt diese Notwendigkeit; der Reaktor als Wärmequelle steht unten, darüber die Dampferzeuger.

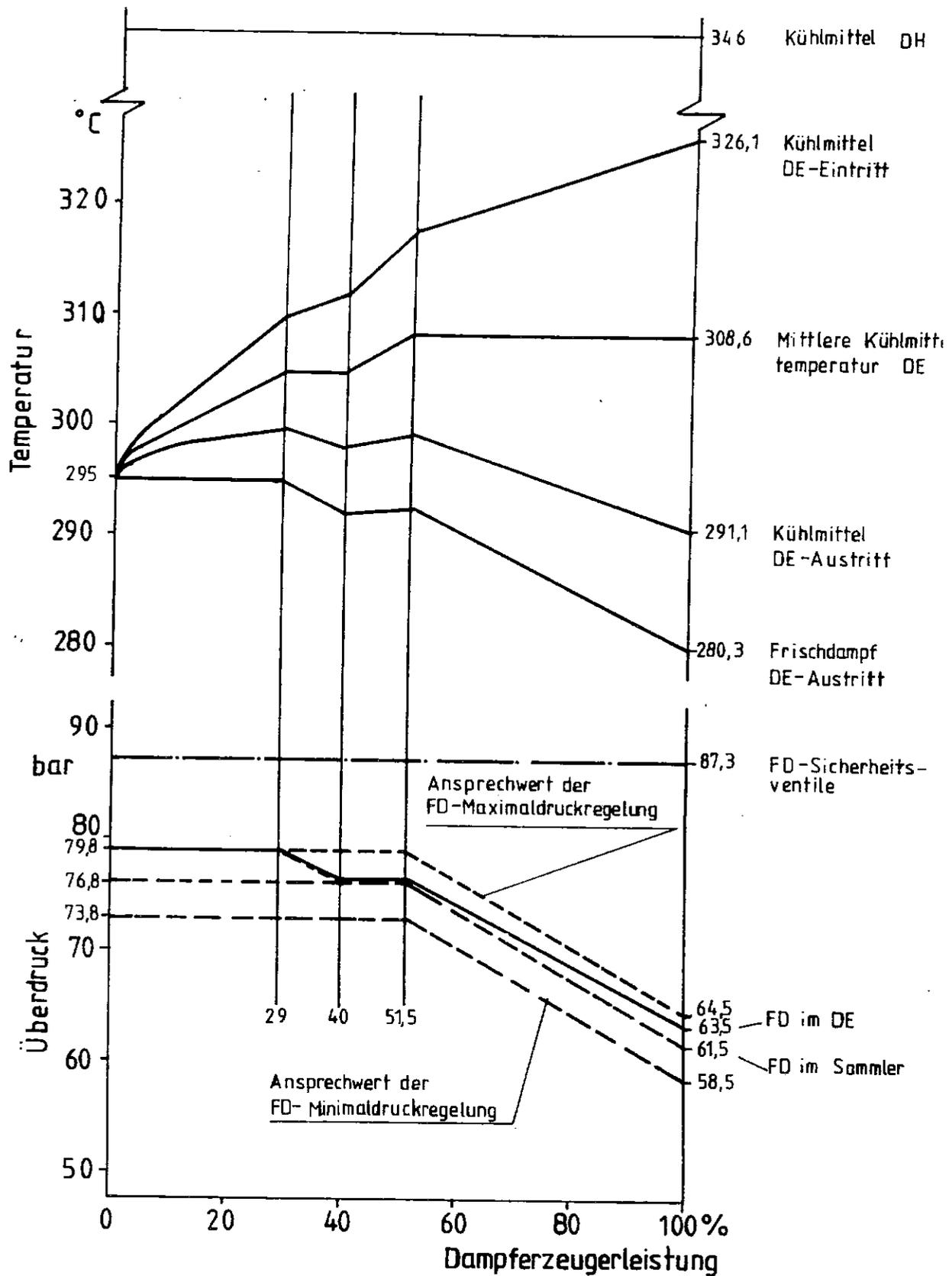
Das Kühlmittel erwärmt sich durch die Nachwärme des Reaktors, seine Dichte nimmt ab, es steigt aufwärts in die DE-Heizrohre und gibt seine Wärme an das Speisewasser ab; dabei kühlt es sich ab, seine Dichte nimmt zu, es sinkt abwärts in den Reaktor, wo der Kreislauf von neuem beginnt (Naturumlauf).

Tabelle 2.7.1.2/1Hauptdaten des Reaktorkühlsystems

|  |       |       |                |
|--|-------|-------|----------------|
| Thermische Reaktorleistung   |       | 3850  | MW             |
| Gesamte Wärmeleistung, die von den Dampferzeugern übertragen wird                      |       | 3957  | MW             |
| Anzahl der parallelen Kühlkreise   |       | 4     |                |
| Gesamter Kühlmitteldurchsatz bei Vollast   | ca.   | 21000 | kg/s           |
| Betriebsdruck am Reaktordruckbehälter-Austritt   | $p_e$ | 157   | bar            |
| Kühlmitteltemperatur am DE-Eintritt bei Vollast  | ca.   | 326   | °C             |
| Kühlmitteltemperatur am DE-Austritt bei Vollast  | ca.   | 291   | °C             |
| Mittelwert zwischen Eintritts- und Austrittstemperatur am Dampferzeuger (mittlere KMT) |       | 308,6 | °C             |
| Kühlmittel-Volumen einschl. Druckhalter bei Vollast                                    | ca.   | 405   | m <sup>3</sup> |
| Frischdampfdruck am Dampferzeuger-Austritt bei Vollast                                 | $p_e$ | 63,9  | bar            |
| Gesamter Frischdampfdurchsatz bei Vollast  | ca.   | 2105  | kg/s           |

Tabelle 2.7.1.2/2Drücke im Reaktorkühlsystem

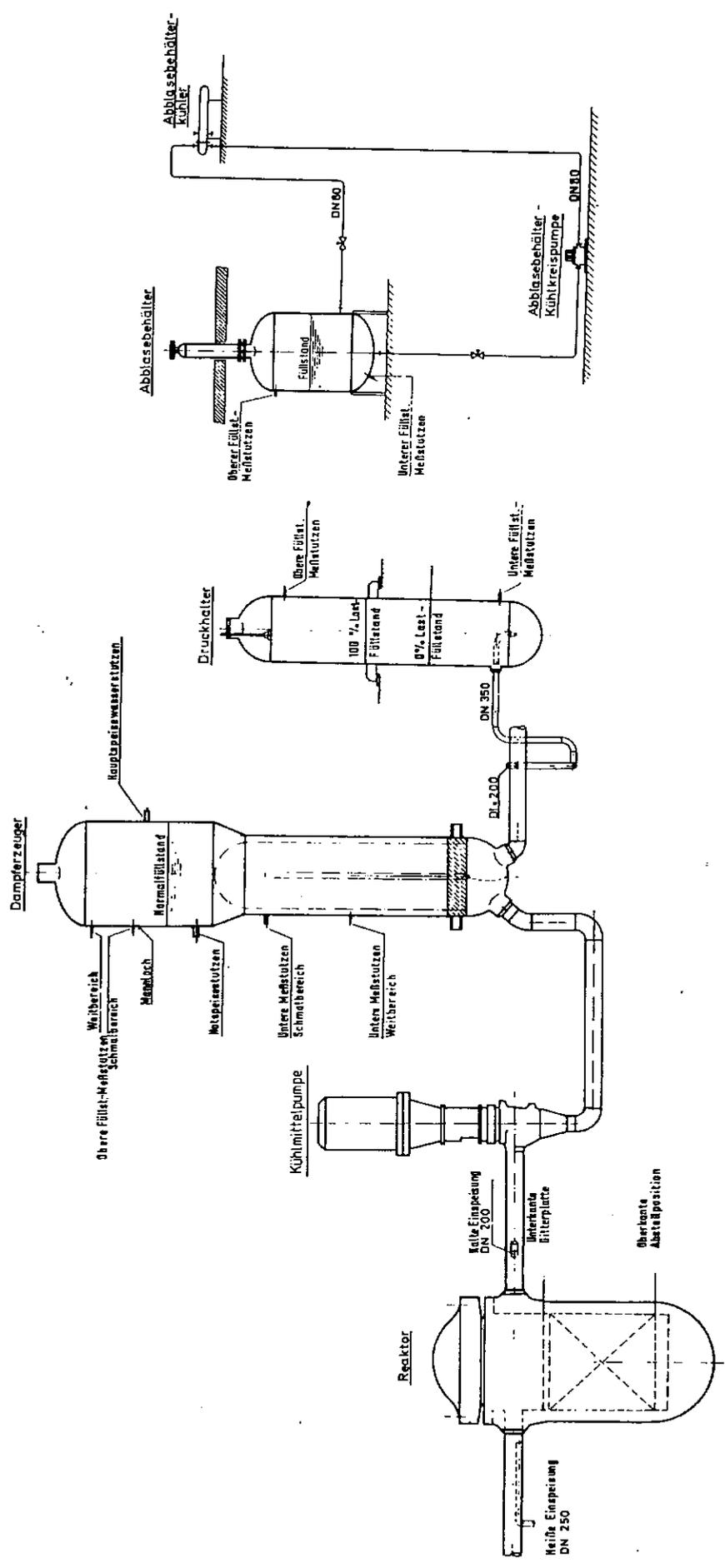
|                                |       |         |       |                |
|--------------------------------|-------|---------|-------|----------------|
| Sicherheitsventil 2 öffnet bei | $p_e$ | größer  | 175   | bar im DH      |
| Sicherheitsventil 1 öffnet bei | $p_e$ | größer  | 169   | bar im DH      |
| Abblaseventil öffnet bei       | $p_e$ | größer  | 166   | bar RDB-Austr. |
| Reaktorschnellabschaltung bei  | $p_e$ | größer  | 166   | bar RDB-Austr. |
| Sprühventil 1 öffnet bei       | $p_e$ | größer  | 160   | bar RDB-Austr. |
| Sprühventil 2 öffnet bei       | $p_e$ | größer  | 161   | bar RDB-Austr. |
| Sprühventil 3 öffnet bei       | $p_e$ | größer  | 162   | bar RDB-Austr. |
| Sprühventil 4 öffnet bei       | $p_e$ | größer  | 163   | bar RDB-Austr. |
| Stationärer Betriebsdruck      | $p_e$ |         | 157   | bar RDB-Austr. |
| Heizstufe 1 ein bei            | $p_e$ | kleiner | 156   | bar RDB-Austr. |
| Heizstufe 2 ein bei            | $p_e$ | kleiner | 155,5 | bar RDB-Austr. |
| Heizstufe 3 ein bei            | $p_e$ | kleiner | 152   | bar RDB-Austr. |



DE Dampferzeuger  
 DH Druckhalter  
 FD Frischdampf

|                                     |                |
|-------------------------------------|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>    |                |
| Stationäres Teillastdiagramm        |                |
| <b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b> |                |
| Abb.: 2.7.1.2/1                     | DWR 1300 08.90 |

28  
27  
26  
25  
24  
23  
22  
21  
20  
19  
18  
17  
16  
15  
14  
13  
12  
11  
10  
9  
8  
7  
6  
5  
4  
3  
2  
1  
0  
-1  
-2



|                                     |                |
|-------------------------------------|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>    |                |
| Höhenschema des Reaktorkühlsystems  |                |
| <b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b> |                |
| Abb.: 2.7.1.2/2                     | DWR 1300 08.90 |

### 2.7.1.3 Festigkeitsmäßige Auslegungsgrundlagen

(Abb. 2.7.1.3/1 bis 3)

Die festigkeitsmäßige Auslegung der druckführenden Umschließung des Primärkreises erfolgt nach KTA 3201.2.

Danach gehören zur druckführenden Umschließung:

- Reaktordruckbehälter
- Dampferzeuger (Primärseite), wobei Sekundärmantel ebenfalls nach der genannten Regel behandelt wird
- Druckhalter
- HKP Gehäuse
- verbindende Rohrleitungen zwischen den vorgenannten Komponenten
- von den Komponenten und den sie verbindenden Rohrleitungen abgehende Leitungen bis einschließlich zur 1. Absperrarmatur
- Druckrohre der Steuerelementantriebe.

#### 2.7.1.3.1 Durchzuführende Berechnungen

Die Festigkeitsnachweise umfassen

- Dimensionierung der Komponente
- Spannungsanalyse (Elastizitätsberechnung, Spannungsbeurteilung)
- Ermüdungsanalyse
- Sprödbruchanalyse (nur für RDB, s. Abschnitt 2.7.1.3)

und in Einzelfällen Verformungs- oder Stabilitätsnachweise.

Die Dimensionierung einer Komponente erfolgt für festgelegte Auslegungsdaten, wie Auslegungsdruck, Auslegungstemperatur und Auslegungsbelastungen, unter Zugrundelegung einer werkstoffabhängigen zulässigen Spannung.

Durch die Spannungs- und Ermüdungsanalyse wird nachgewiesen, daß die Komponenten für alle spezifizierten und postulierten Betriebs- und Störfallbelastungen sicher ausgelegt sind.

Dazu werden die aus den Belastungen sich auf die Komponenten auswirkenden Beanspruchungen erfaßt, wie:

- stationäre und instationäre Innendruckbeanspruchung
- stationäre und instationäre Beanspruchung aus Temperaturfeldern
- Beanspruchungen aus äußeren Belastungen, wie Anschlußkräfte aus Rohrleitungen, Gewichtskräfte an Abstützungen
- Beanspruchungen durch die Einbauten in der jeweiligen Komponente
- Beanspruchung durch EVA
- Beanspruchung durch postulierte Rohrleitungsbrüche

Für die letztgenannten wird gezeigt, daß die Standsicherheit der Komponente gegeben ist.

Die Verfahren zur Ermittlung von Dehnungen oder Spannungen im Rahmen der Spannungsanalyse sind primär abhängig von der Komponente. Die gebräuchlichen Verfahren sind die Stufenkörpermethode und die FE-Methode, die hier beide kurz beschrieben werden.

#### Stufenkörpermethode

(Abb. 2.7.1.3/1)

Während bei der Dimensionierung jedes Bauteil einer Komponente für sich betrachtet wird, berücksichtigt die Elastizitätsberechnung das elastische Zusammenwirken der einzelnen Bauteile. Dazu wird z. B. die Behälterwand des Reaktordruckbehälters in „Stufenkörper“ aufgeteilt. Form und Größe der Stufenkörper werden so gewählt, daß sie bezüglich ihres statischen Verhaltens der tatsächlichen Behälterwand entsprechen und eine einfache geometrische Form haben, damit die Aufstellung der Verformungs- und Spannungsgleichungen wie für rotationssymmetrische Bauteile erfolgen kann. Angewendet wird dieses Verfahren vor allem bei der Berechnung rotationssymmetrischer Komponenten.

Für Strukturbereiche, bei denen lokale Effekte erfaßt werden müssen, wie örtlich und zeitlich stark veränderliche Temperaturfelder, z. B. in Stützen, wird die FE-Methode angewandt.

### FE-Methode

(Abb. 2.7.1.3/2)

Hierbei wird die zu untersuchende Situation in Elemente eingeteilt, die dem Problem gerecht werden (z.B. Balken- oder Schalenelemente). Bei der vorwiegend angewandten „Verschiebungsmethode“ werden die Verschiebungen an den Knoten, an denen die Elemente gekoppelt sind, als Unbekannte eingeführt. Für jedes Element ergibt sich infolge der Einheitsverschiebungen seiner Knoten unter Zugrundelegung eines vorgegebenen Materialgesetzes ein Federwert (Steifigkeitsmatrix). Aus dem Gleichgewicht für alle Knoten wird das Gleichungssystem für die unbekannte Knotenverschiebung gehört.

Da beide Verfahren sehr aufwendig sind, erfolgen die Berechnungen mit EDV; die benutzten Programme sind qualitätsgesichert und durch Vergleichsrechnungen verifiziert.

### Beurteilungen der Spannungen

Die Spannungsbeurteilung wird nach KTA 3201.2 und ASME Boiler and Pressure Vessel Code Sect. III NB durchgeführt einschließlich des Nachweises gegen Ermüdung durch Wechselbeanspruchung.

Für die Ermüdungsanalyse wurden konservative Annahmen in Hinsicht auf die während der Lebensdauer auftretenden Wechselbeanspruchungen getroffen (z.B. Anzahl von Belastungen aus Betriebsstörungen).

Darüber hinaus wird das Reaktorkühlsystem im Betrieb mit einem Ermüdungsüberwachungssystem (FAMOS) überwacht, das die tatsächlichen in Betrieb auftretenden Belastungen durch Innendruck und Temperaturen für höher belastete Stellen registriert. Aufgrund der Meßwerte mit entsprechender Auswertung ist nicht nur nachweisbar, daß die Annahmen zur Ermüdungsanalyse eingehalten werden, sondern es kann auch die Fahrweise im Hinblick auf eine geringe Materialermüdung optimiert werden.

### 2.7.1.3.2 Betriebssicherheit des Reaktordruckbehälters

(Abb. 2.7.1.3/2 und 2.7.1.3/3)

Die Sicherheit des Reaktordruckbehälters wird durch folgende Maßnahmen gewährleistet:

- Zuverlässige Analyse der betrieblichen Beanspruchungen und konservative Begrenzung der sich daraus ergebenden Spannungen; Begrenzung des Kühlmitteldruckes
- Verwendung eines optimierten Stahls mit guten Zähigkeitseigenschaften; Anwendung von Fertigungsverfahren, die Herstellungsfehler auf ein unbedenkliches Maß begrenzen
- Qualitätssicherung durch produktionsunabhängige Mehrfachprüfung von Auslegung, Werkstoffwahl und Fertigungsablauf, sowie mehrfache unabhängige zerstörende und zerstörungsfreie Prüfungen von Werkstoff- und Arbeitsproben, mehrfache unabhängige Ultraschallprüfungen des gesamten Reaktordruckbehälters; integraler Sicherheitsnachweis durch Druckprüfungen am fertigen Behälter
- Voreilende Bestimmung der Strahlenversprödung im Betrieb durch Einhängenproben
- Regelmäßige wiederkehrende Ultraschall-Prüfungen des Behälters; unabhängig davon Durchführung von wiederkehrenden Druckprüfungen.

Von besonderer Bedeutung für die Behältersicherheit sind Ultraschallprüfungen (US-Prüfungen) und Druckprüfungen. Bei den Ultraschallprüfungen werden die einzelnen Volumenelemente des RDB-Materials nacheinander geprüft, die Druckprüfungen sind demgegenüber Integralprüfungen.

Die Druckprüfungen werden beim 1,3fachen Auslegungsdruck und erniedrigter Temperatur, d. h. bei verminderter Zähigkeit, vorgenommen. Beides wirkt sich im Sinne einer Reduzierung der kritischen Fehlergröße aus. Die Bedingungen bei der Druckprüfung decken auch anomale Betriebszustände in konservativer Weise ab.

Durch bruchmechanische Analysen (Sprödbruchanalyse) wird nachgewiesen, daß bei einem Qualitätszustand, wie er insbesondere durch die vorgenannten Maß-

nahmen abgesichert ist, ein spontanes Versagen der Komponente, d. h. das Auftreten eines instabil wachsenden Risses, ausgeschlossen werden kann. Prinzipiell wird dabei so vorgegangen, daß ein Fehler (Riß) in der Komponente unterstellt wird, der wesentlich größer ist als der aufgrund des Qualitätszustands mögliche Fehler. Für den unterstellten Fehler wird dann angezeigt, daß er bei den anderen zu unterstellenden Randbedingungen, wie z. B.

- Höhe der im Rißbereich auftretenden Spannungen
- im Rißbereich herrschende Materialtemperatur
- Bruchzähigkeit  $K_{IC}$  des Werkstoffs
- Rißgeometrie und Rißlage

nicht instabil wird.

Für den nach KTA 3201.2 für die Analyse im bestimmungsgemäßen Betrieb zu unterstellenden ungünstig liegenden Oberflächenriß (Tiefe  $\frac{1}{4}$  der Wanddicke, Länge das  $1\frac{1}{2}$ -fache der Wanddicke) tritt ein instabiles Wachstum sicher nicht auf, wenn die (konservativ) berechnete Spannungsintensität im zu betrachtenden Temperaturbereich niedriger liegt als die für den Werkstoff geltende Referenzbruchzähigkeit  $K_{IR}$  (s. Abb. 2.7.2.3/3).

Das in der Abbildung enthaltene sogenannte Fahrdiagramm gibt den Zusammenhang zwischen Spannung und Temperatur des zylindrischen Teiles des Reaktor-druckbehälters beim Anfahren aus dem und Abfahren in den kalten drucklosen Zustand wieder. Bei der Beanspruchung sind die Spannungen durch Innendruck und instationäre Wärmespannungen an der höchstbeanspruchten Behälterinnen-seite berücksichtigt. Das Fahrdiagramm muß immer im zulässigen Bereich liegen, d. h. rechts bzw. unterhalb des Bruchmechanikdiagramms.

Die Lage der Referenzbruchzähigkeitskurve wird bei bestrahltem Werkstoff zu höheren Temperaturen hin verschoben. Die der berechneten Neutronenfluenz entsprechende Erhöhung der Spröbruchübergangstemperatur ist Abb. 2.7.1.3/4 zu entnehmen. Die Kurven stellen jeweils eine obere Streubandbegrenzung einer großen Zahl von Versuchsergebnissen an Reaktordruckbehälter-Stählen mit einem Phosphorgehalt von  $P \leq 0,012$  % dar. Der Kupfergehalt ist für den Kernbereich von Konvoi-RDB's spezifiziert mit  $Cu \leq 0,1$  %.

Für Belastungen aus Störfällen, d. h. insbesondere für die Einspeisung von kaltem Wasser durch das Not- und Nachkühlsystem nach einem postulierten Kühlmittel-

verlust-Störfall mit großem Leck („Thermoschock“) wurde nachgewiesen, daß für einen unterstellten Fehler die Kurve für die statische Bruchzähigkeit  $K_{IC}$  durch die berechnete Gesamtspannungsintensität nicht überschritten wird. Damit ist auch unter Störfallbedingungen ein instabiler Riß nicht anzunehmen. (Bei Überschreiten der  $K_{IC}$ -Kurve ist das Starten eines instabilen Rißwachstums zwar nicht mehr auszuschließen, es könnte dann aber nachgewiesen werden, daß bei Hineinlaufen des Risses in die Wandbereiche mit niedrigeren Temperaturspannungen der Riß wieder gestoppt wird.)

In der Analyse wurden Fehler bis zu 10 mm Tiefe und „unendlicher“ Länge unterstellt (s. Abb. 2.7.1.3/5).

Der unterstellte Fehler ist dabei entsprechend den Anforderungen von KTA 3201.2 um mehr als den Faktor 2 tiefer als ein bei wiederkehrenden Prüfungen sicher erkennbarer Fehler. Außerdem besteht noch ein deutlicher Sicherheitsabstand durch eine mindestens 10 K betragende Temperaturdifferenz zwischen den Kurvenverläufen von Bruchzähigkeit  $K_{IC}$  und Gesamtspannungsintensität.

#### 2.7.1.3.3 Druckprüfungen

Die Bedingungen für die Durchführung der Komponentendruckprüfung, der Systemdruckprüfung und der wiederkehrenden Druckprüfungen werden wie folgt festgelegt (siehe auch Abschnitt 2.7.1.3.2):

##### Komponentendruckprüfung (KDP)

Die Komponentendruckprüfung erfolgt beim 1,3fachen Berechnungsdruck und einer Prüftemperatur von mindestens 43 °C. Die durch die Komponentendruckprüfung abgedeckte Fehlergröße liegt um ein Mehrfaches über der mit wiederkehrenden US-Prüfungen entdeckbaren Fehlergröße.

##### Systemdruckprüfung (SDP)

Die Systemdruckprüfung erfolgt ebenfalls beim 1,3fachen Berechnungsdruck und einer Prüftemperatur von mindestens 43 °C.

### Dichtheitsprüfungen (DHP)

Nach Stillständen (z. B. nach Brennelementwechsel) wird vor dem Aufheizen eine Dichtheitsprüfung mit „kaltem“ Kühlmittel durchgeführt. Der Prüfdruck entspricht dem Betriebsdruck, die Prüftemperatur wird unter Berücksichtigung der  $RT_{NDT}$ -Verschiebung ermittelt.

### Wiederkehrende Druckprüfungen (WDP)

Die wiederkehrenden Druckprüfungen werden so ausgeführt, daß die gleiche sicherheitstechnische Aussage wie bei der Erstdruckprüfung (Komponentendruckprüfung) erzielt wird. Die Prüftemperatur muß unter Berücksichtigung der Materialversprödung mindestens  $RT_{NDT} + 33 \text{ K}$  sein.

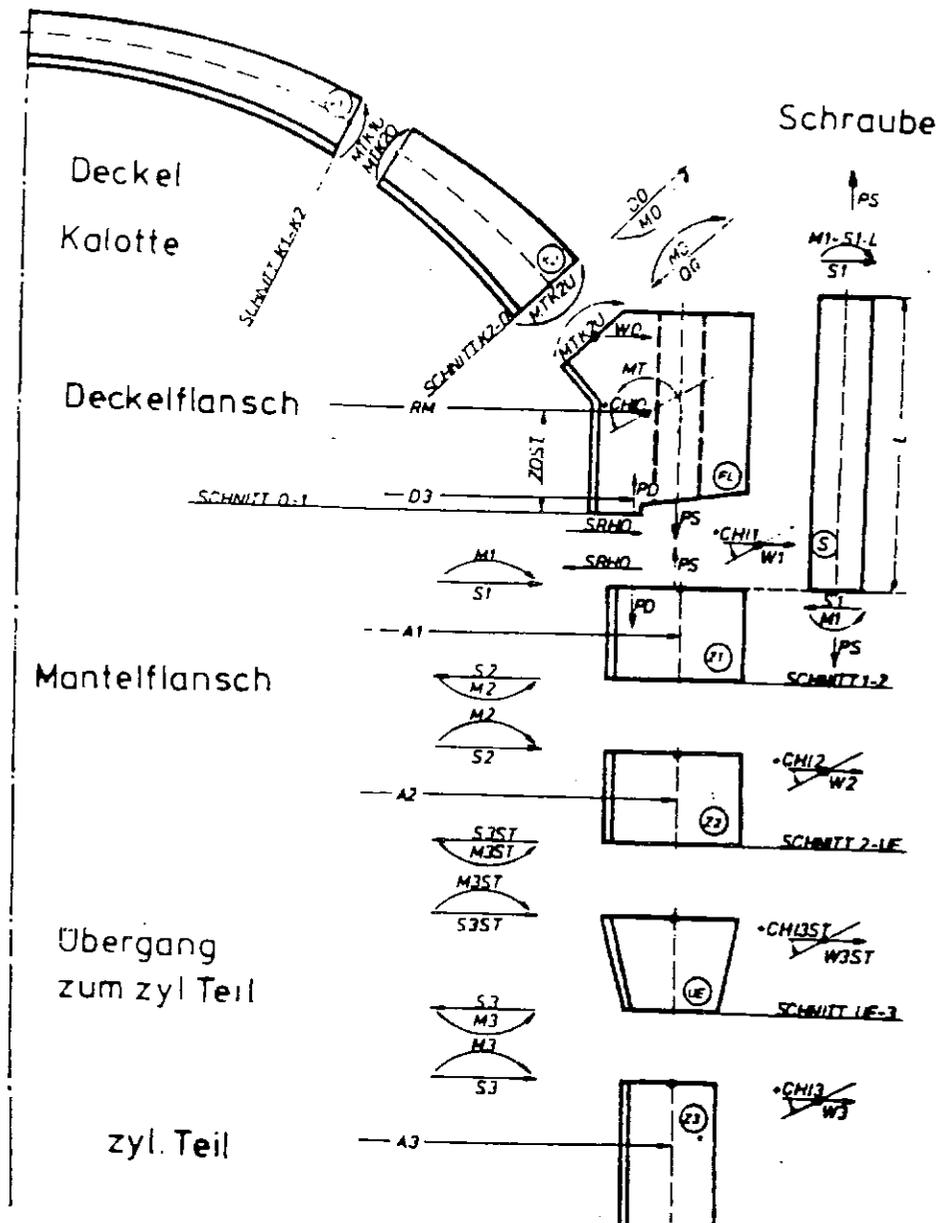
#### 2.7.1.3.4. Spröbruchüberwachungsprogramm

Da die Neutronenbestrahlung mit zunehmender Betriebsdauer eine Veränderung der Werkstoffeigenschaften des Reaktordruckbehälters, insbesondere eine Erhöhung der Spröbruchübergangstemperatur, bewirkt, wird diese Veränderung durch Bestrahlungsproben voreilend überwacht. Dies geschieht durch voreilende Bestrahlung, d. h. die Proben werden einem höheren Neutronenfluß ausgesetzt als der Reaktordruckbehälter.

Es werden Proben eingesetzt für

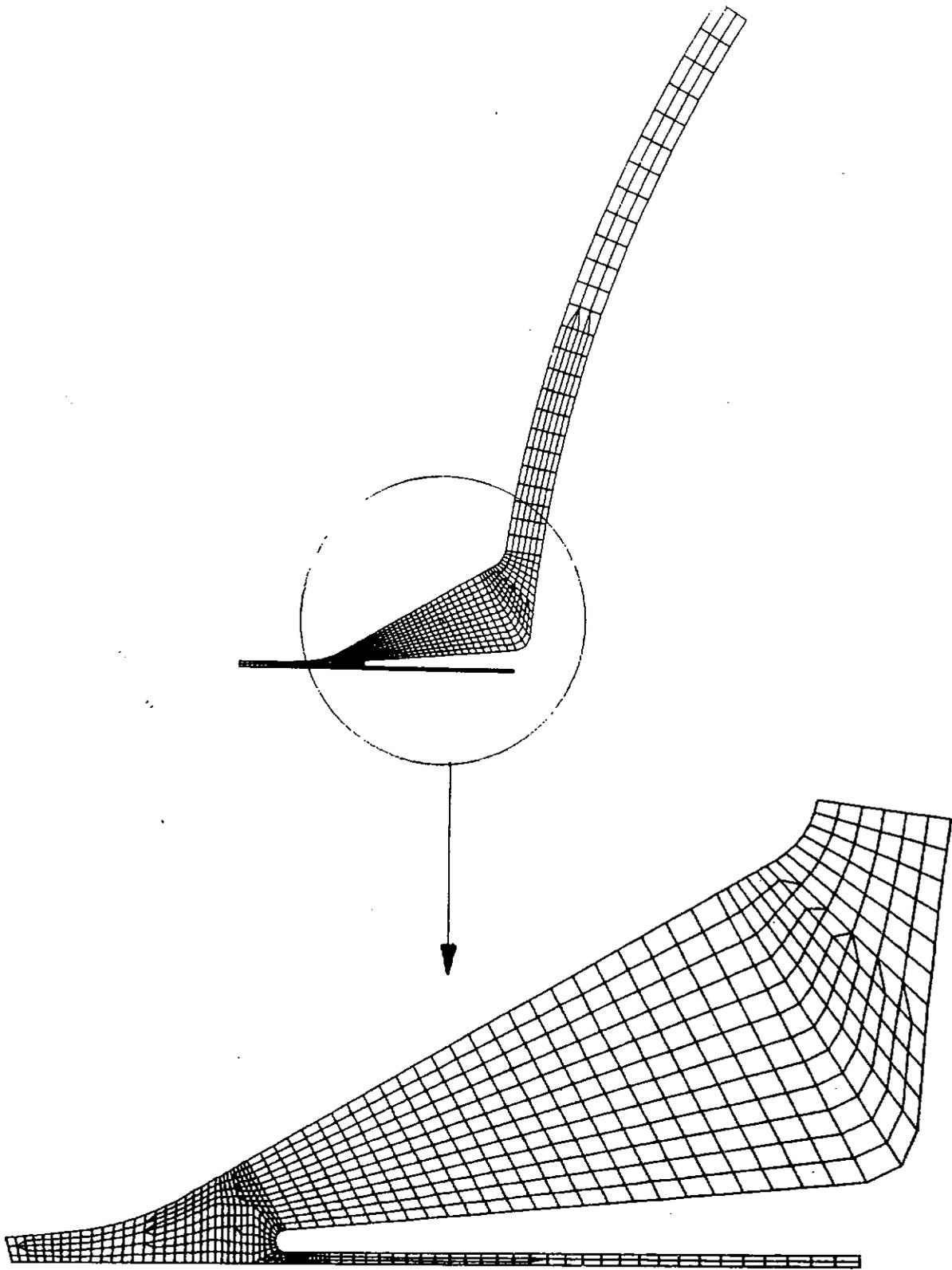
- den Grundwerkstoff
- das Schweißgut
- den Werkstoff der Wärmeeinflußzone der kernnahen Schweißnaht

Die Proben eines Bestrahlungssatzes werden gasdicht in vier Kapseln aus nichtrostendem Stahl eingeschweißt und zu einer Bestrahlungssäule montiert. Innerhalb der Kapseln sind Fluß- und Temperaturmonitore eingebaut. Die Bestrahlungssäule wird in Bestrahlungskanäle eingesetzt. Der Bestrahlungskanal besteht aus einem Rohr, das an der Außenseite des Kernbehälters befestigt ist. Die Bestrahlungskanäle werden an gleichwertigen Umfangspositionen angebracht. Die Kapseln sind innerhalb einer Länge von ca. 2000 mm symmetrisch zur Kernmittelebene angeordnet. In diesem Bereich schwankt der Fluß um weniger als 10 %.

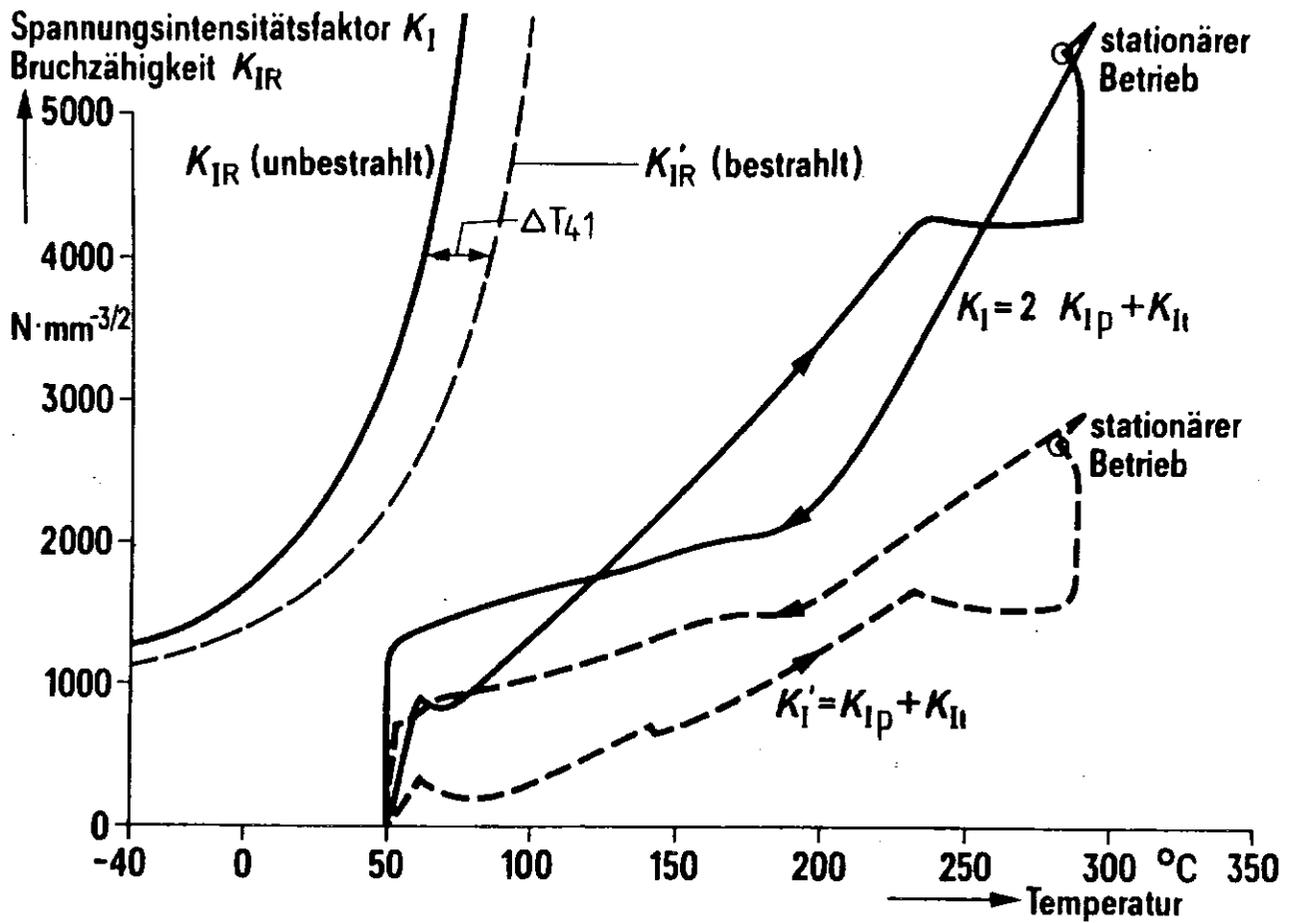


- W = Aufweitung
- CHI = Verdrehung
- M = Schnittmoment
- S = Schnittkraft
- $P_D$  = Dichtkraft
- $P_S$  = Schraubenkraft

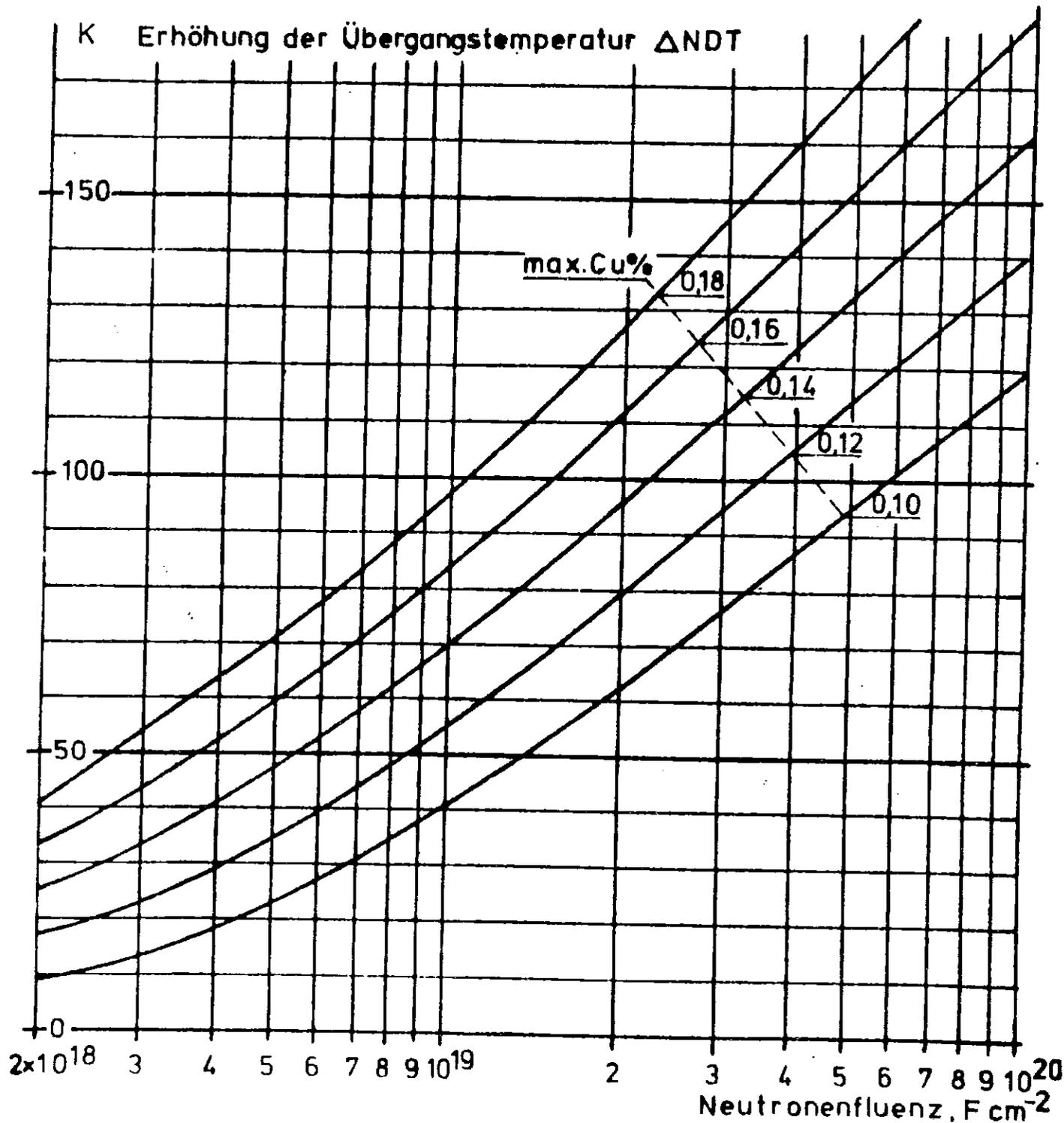
|  |                |
|--|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>                 |                |
| Stufenkörper mit Kräften, Momenten, Verformungen |                |
| <b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU              |                |
| Abb.: 2.7.1.3/1                                  | DWR 1300 08.90 |



|   |                |
|---|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>                  |                |
| FE Netz für Dampferzeuger-<br>Speisewasserstutzen |                |
| <b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU               |                |
| Abb.: 2.7.1.3/2                                   | DWR 1300 08.90 |



|  |                |
|--|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>                                       |                |
| Bruchmechanik-Analyse<br>Bestimmungsgemäßer Betrieb<br>nach KTA 3201.2 |                |
| <b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>                                    |                |
| Abb.: 2.7.1.3/3  | DWR 1300 08.90 |



Auslegungskurven für die Stähle  
 (Grundwerkstoff und Schweißgut)  
 22 NiMoCr 37 (ASTM A 508 Cl.2)  
 und 20 MnMoNi 55 (ASTM A 533  
 Gr.Bu C) mit Phosphorgehalt  $\leq 0,012\%$   
 und verschiedenen Cu-Gehalten.  
 Gültig für Leichtwasserreaktoren  
 Bestrahlungstemperatur 290°C

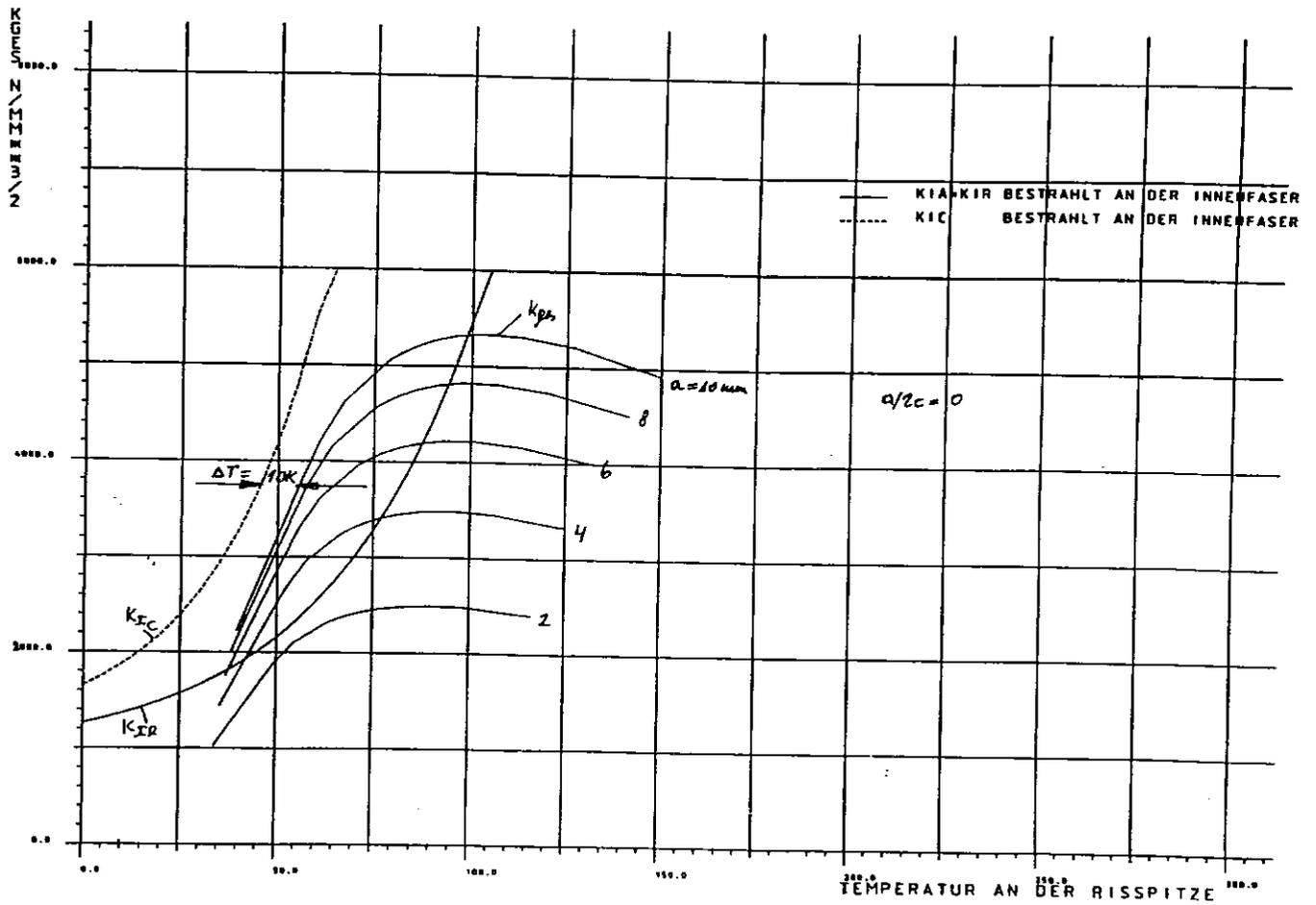
**Kernkraftwerk Stendal C/D**

Anstieg der Sprödbruchübergangs-  
 temperatur infolge Neutronenfluenz

**SIEMENS** Energieerzeugung KWU

Abb.: 2.7.1.3/4

DWR 1300 08.90



|                                     |                |
|-------------------------------------|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>    |                |
| RDB KMV-Störfall<br>Noteinspeisung  |                |
| <b>SIEMENS</b> Energieerzeugung KWU |                |
| Abb.: 2.7.1.3/5                     | DWR 1300 08.90 |

#### 2.7.1.4 Dichtheitsvorkehrungen und Lecküberwachung

Das Reaktorkühlsystem ist völlig dicht geschweißt. Davon ausgenommen sind:

- die doppelte O-Ringdichtung des Reaktordruckbehälterdeckels
- die Wellen der Kühlmittelpumpen mit ihrem Dichtungssystem
- die aufgeflanschten Steuerantriebe und die Durchführung der Instrumentierungslanzen
- Mann- und Handlochöffnungen an den Komponenten
- eine Armatur mit Stopfbuchse (Abblaseabsperrventil)
- verschiedene Flanschverbindungen, z. B. für Sicherheitsventile.

##### 2.7.1.4.1. Lecküberwachung am Reaktordruckbehälterflansch

Der Deckel des Reaktordruckbehälters ist durch Stiftschrauben mit dem Unterteil des Druckbehälters verbunden. Die Dichtung der Flanschverbindung zwischen Deckel und Behälterunterteil übernehmen zwei konzentrisch angeordnete, hohle metallische O-Ringe, die an ihren Innenseiten geschlitzt sind, wodurch der Kühlmitteldruck zur Dichtkraft beiträgt. Sie sind mit Klammern am Reaktordruckbehälterdeckel befestigt.

Leckagen in den Raum zwischen den zwei O-Ringen werden durch zwei mit austenitischem Rohr ausgekleideten Bohrungen die im RDB-Unterteil von der Dichtfläche schräg zur Außenoberfläche gehen, mit einer anschließenden Rohrleitung in die Nukleare Anlagenentwässerung geleitet. Eine Undichtheit des inneren Ringes, die zu einem Leckstrom führt, wird detektiert.

##### 2.7.1.4.2 Sperrwasserversorgung für die Hauptkühlmittelpumpen

Die Wellendichtung der Hauptkühlmittelpumpe ist eine dreistufige hydrodynamische Gleitringdichtung, die mit gereinigtem Sperrwasser beaufschlagt wird. Sie wird in Abschn. 2.7.2.3 beschrieben.

### 2.7.1.4.3 Leckageüberwachungssystem

Im Zusammenhang mit der Beschränkung von Leckpostulaten („Bruchausschluß“) ist nach RSK-Leitlinie 4.1.4.1 eine Leckageüberwachung in den entsprechenden Raumbereichen gefordert. Die Maßnahmen zur Leckageüberwachung orientieren sich an der Begehbarkeit der überwachten Räume.

Vorgesehen ist in der Anlage ein Leckageüberwachungssystem für Erkennung und hinreichende Lokalisierung von Leckagen an der druckführenden Umschließung sowie an den FD- und SpW-Leitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters. Außerdem werden FSA-Armaturen und Leitungen im Armaturenanbau auf Lecks überwacht.

Bei Überschreitung vorgegebener Grenzwerte werden Störungsmeldungen ausgelöst. Die daraufhin einzuleitenden Maßnahmen durch das Betriebspersonal regelt das Betriebshandbuch.

Abgestimmt auf Anlagenkonzept, Rohrleitungsführung und Lüftungskonzept wird das Leckageüberwachungssystem nach Raumbereichen getrennt eingesetzt.

#### Überwachung der großen Anlagenräume

In den großen Anlagenräumen, die bei Leistungsbetrieb nicht begehbar sind, sind u.a. die druckführende Umschließung des Primärkreises, Anschlußleitungen der Hilfssysteme, die Speisewasserleitung und die DE-Abschlämmung angeordnet.

Leckagen an diesen Systemen führen in Abhängigkeit von der Leckgröße zu einer Veränderung der folgenden Meßgrößen in den großen Anlagenräumen:

- a) Luftfeuchte (Taupunkttemperatur)
- b) Lufttemperatur
- c) Kondensatanfall an den Umluftkühlern
- d) Wasseranfall in den Pumpensämpfen
- e) Containmentdruck
- f) Raumluftaktivität

Die obigen Meßgrößen gestatten nicht nur eine globale Aussage über das Vorhandensein eines Lecks, sondern es ist auch - unter Ausnutzung der Luftführung der Umluftanlage - eine Ortung des Lecks möglich. Dies gilt vor allem für Leckagen innerhalb der Anlagenräume.

Zur Überwachung der Meßgrößen a - d wird das Leckageüberwachungssystem (LÜS) eingesetzt; die Überwachung der Raumluftaktivität erfolgt durch das Aktivitätsüberwachungssystem (s. Abschnitt 3.3.3), die Überwachung des Containmentdruckes durch die Meßstellen zur Unterdruckhaltung und des Reaktorschutzes.

Die Taupunkttemperatur ist die Meßgröße, die am empfindlichsten auf Leckagen reagiert. Die Erfahrungen zeigen, daß selbst geringe Leckagen, die noch nicht zu Kondensatanfall am Umluftkühler führen (Tröpfeln einer Stopfbuchse) sich in der Taupunkttemperatur bemerkbar machen. Die erste Meldung erfolgt, wenn die Taupunkttemperatur an einer Meßstelle bei Leistungsbetrieb über ca. 35°C steigt. Durch die Anordnung der Meßfühler läßt sich aus dem Verlauf der Meßwerte der Ort der Leckage eingrenzen.

Beispielsweise wird in kleinen Räumen (bis 210 m<sup>3</sup>) der Wert von ca. 35°C bereits nach ca. 10 s bei einer Leckmenge von 0,2 kg/s erreicht. Kleinere Lecks führen nach entsprechend längerer Zeit ebenfalls zu einer Erhöhung der Taupunkttemperatur bis zu diesem Wert.

Die Beurteilung der Leckgröße erfolgt anhand der Kondensatmenge. Die dampfförmige Leckage wird nach einiger Zeit (ca. 1 h) nahezu vollständig am Umluftkühler kondensieren. Geringe Mengen werden an den Wänden kondensieren oder in der Luft verbleiben und mit Unterdruckhaltung abgezogen werden, so daß sehr kleine Lecks (ca. 0,005 kg/s) nur zur Erhöhung der Taupunkttemperatur führen. Erreicht die Kondensatmenge an beiden Kühlern insgesamt den Wert von 0,1 kg/s bei gleichzeitigem Anstieg der Feuchte und Leistungsbetrieb, so erfolgt eine weitere Meldung.

Bei einem Leck von ca. 2,5 kg/s spricht wegen des Druckanstiegs über 30 mbar der Reaktorschutz an.

### Überwachung der Betriebsräume

In den Betriebsräumen des Reaktorgebäude-Innenraumes verlaufen u.a. die FD-Leitungen und Teile des Speisewasserleitungssystems.

Leckagen an den o.g. Systemen führen zu einem Anstieg der Luftfeuchte in den Betriebsräumen sowie zu Kondensatanfall an den Umluftkühlern und zu Wasseranfall in den Pumpensämpfen. Die Erfassung dieser globalen Leckparameter durch das Leckageüberwachungssystem ist ausreichend, da die Betriebsräume zur Leckortung begehbar sind.

Erreicht die Taupunkttemperatur in der Abluft den Wert  $>35^{\circ}\text{C}$ , so wird eine Meldung abgesetzt, die auf ein Leck hindeutet. Eine Ortung ist durch eine Begehung möglich.

Steigt der Kondensatanfall an einem der Umluftkühler auf den Wert  $>0,05\text{ kg/s}$  bei Leistungsbetrieb, so erfolgt eine weitere Meldung.

Für die Wirksamkeit gilt prinzipiell das gleiche wie bei den Anlagenräumen.

### Überwachung des Armaturenanbaues

Der Armaturenanbau besteht aus 4 gleichen Kammern, in denen, den Dampferzeugern zugeordnet, die Frischdampf- und Speisewasserarmaturen untergebracht sind.

Jede Kammer verfügt über eine Umluftkühlanlage. Die Kammern sind bei Leistungsbetrieb gegenüber der Atmosphäre lüftungstechnisch getrennt.

Ein Leck im FD- oder Speisewasserleitungssystem führt zum Anstieg von Temperatur, Druck und Feuchte in der betroffenen Kammer sowie zu Kondensatanfall am Umluftkühler.

Überschreitet die Raumtemperatur  $40^{\circ}\text{C}$  bei Umluftkühlung, so wird vom Leckageüberwachungssystem eine Meldung abgesetzt.

Eine Leckageüberwachung und Ortung ist auch durch die regelmäßige Begehung der Armaturenkammern gegeben.

### 2.7.1.5 Körperschallüberwachungssystem

(Abb. 2.7.1.5/1)

Das Körperschall-Überwachungssystem hat die Aufgabe, das Reaktorkühlsystem bei Betrieb kontinuierlich auf lose bzw. sich ablösende Teile zu überwachen. Hierzu werden Beschleunigungsaufnehmer an der druckführenden Umschließung an solchen Stellen angebracht, an denen die Aufenthaltswahrscheinlichkeit von losen oder lockeren Teilen besonders hoch ist. Solche Bereiche sind beim Druckwasserreaktor die untere Kalotte sowie der obere Teil des Reaktordruckbehälters und die Eintrittskammern der Dampferzeuger. Die Abb. zeigt räumliche Anordnung und Anzahl der Aufnehmer eines ausgeführten Systems.

Beim Auftreffen eines vom Reaktorkühlmittel mitgerissenen losen Teiles auf die Innenwand der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels oder deren Einbauten sowie beim Anschlagen lockerer Teile bei Strukturen innerhalb der Umschließung wird Körperschall erzeugt.

Außerdem werden durch die Kühlmittelströmung, durch Pumpen und andere in oder an der druckführenden Umschließung angebrachten und während des bestimmungsgemäßen Betriebes betätigten Komponenten (wie z. B. Ventile und Steuerelemente) Hintergrundgeräusche erzeugt.

Mit außen an der druckführenden Umschließung angebrachten Aufnehmern wird der Körperschall erfaßt. Die Aufnehmersignale werden in Vorverstärkern verstärkt und zur Meßwertverarbeitung im Schaltanlagegebäude geführt.

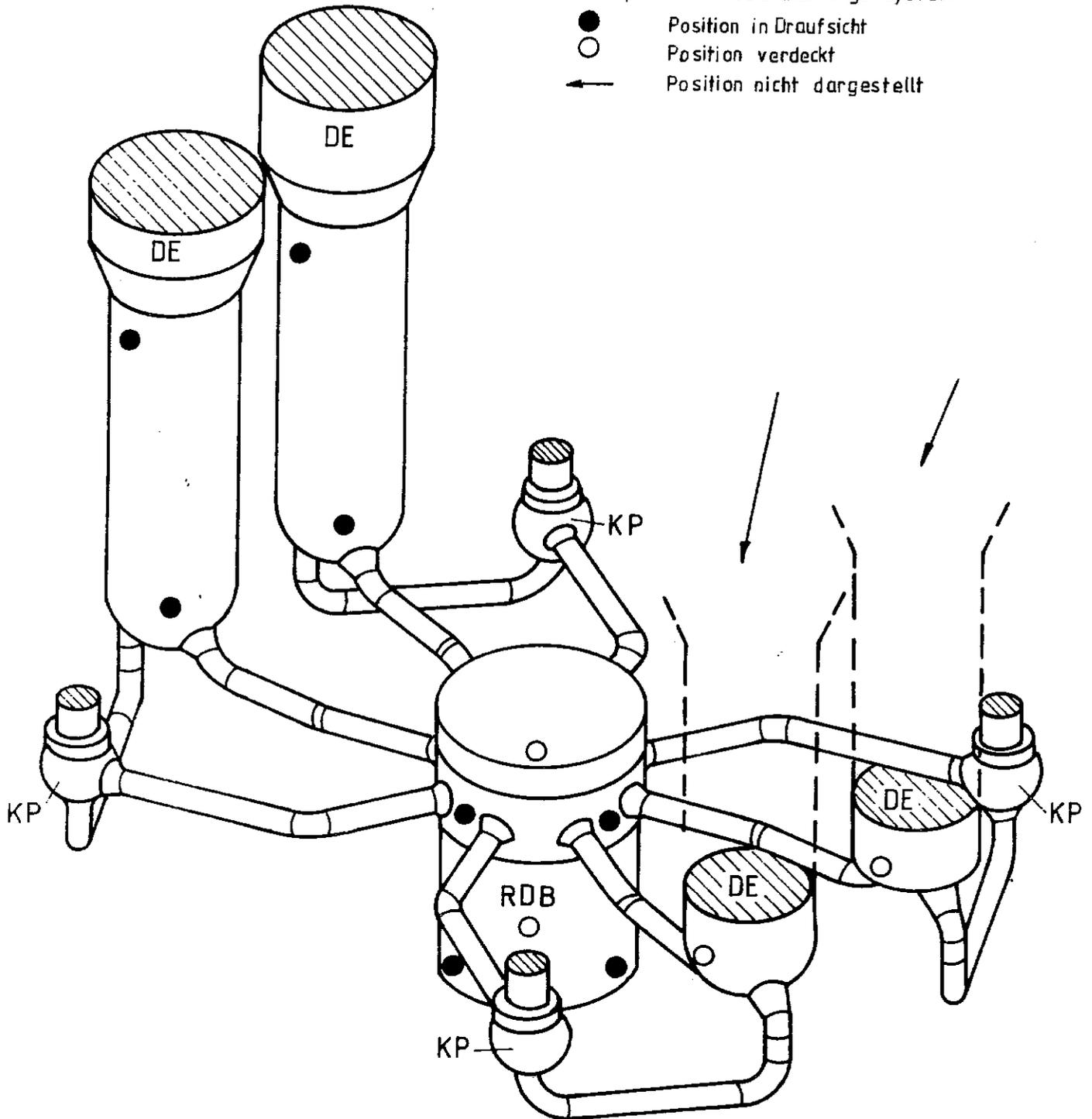
Zum Erkennen abgelöster oder lockerer Teile werden die Effektivwerte der gemessenen Körperschallsignale in einem festgelegten Frequenzbereich (Hörbereich) überwacht. Ausgehend von Referenzmessungen werden Schwellwerte eingestellt, deren Überschreitung Alarmmeldungen auslöst. Die Erfahrung hat gezeigt, daß wegen der stochastischen Natur der Hintergrundgeräusche bei einem vollautomatischen Überwachungssystem die Schwellwerte relativ hoch eingestellt werden müssen, um Fehlalarm zu vermeiden. Kleine Änderungen können in den „Geräuschmustern“ nicht automatisch erfaßt werden. Das menschliche Ohr hingegen ist selektiv und kann derartige kleine Änderungen gut erkennen. Deshalb ist es notwendig, in Ergänzung zu der automatischen Überwachung eine

subjektive Überwachung durch Abhören der Geräusche in regelmäßigen Abständen vorzunehmen. Diesen Vorteil bietet der Betrieb des Systems im Hörbereich.

RDB    Reaktordruckbehälter  
 KP    Kühlmittelpumpe  
 DE    Dampferzeuger

Körperschall - Überwachungs - System

●    Position in Draufsicht  
 ○    Position verdeckt  
 ←    Position nicht dargestellt



|   |                |
|---|----------------|
| <b>Kernkraftwerk Stendal C/D</b>  |                |
| Körperschallüberwachungssystem ( JYF )<br>Anordnung der Aufnehmer<br>Prinzipdarstellung |                |
| <b>SIEMENS Energieerzeugung KWU</b>   |                |
| Abb.: 2.7.1.5/1   | DWR 1300 08.90 |

### 2.7.1.6 Schwingungs-Überwachungssystem

(Abb. 2.7.1.6/1)

Das Schwingungs-Überwachungs-System hat die Aufgabe, Veränderungen im Schwingungsverhalten der Komponenten des Reaktorkühlsystems (und damit auch der RDB-Einbauten) anzuzeigen. Sie werden hervorgerufen durch Änderungen der die Schwingung bestimmenden Parameter wie Federkonstanten, Dämpfungen, Koppelungsverhältnisse, Anregungskräfte, Gebäudebewegungen u. a.. Das Schwingungsverhalten wird erfaßt durch zyklische oder aus aktuellem Anlaß durchgeführte

- Messung der Schwingwege an repräsentativen Punkten außerhalb der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlsystems
- Messung des „Neutronenflußrauschens“, ausgekoppelt von der Außeninstrumentierung des Reaktorschutzsystems
- Messung der Druckfluktuationen des Kühlmittels und anschließender Auswertung der Meßergebnisse.

Abb. 2.7.1.6/1 zeigt die Anordnung der Meßaufnehmer am Reaktorkühlsystem.

#### Absolutwegmessung RDB-Deckel

Die Absolutbewegungen des RDB in Vertikalrichtung werden durch 4 seismische Schwingwegaufnehmer mit magnetischer Entlastung gemessen. Die Aufnehmer sind auf dem RDB-Deckel montiert. Sie sind zum BE-Wechsel schnell demontierbar.

#### Neutronenflußmessung

Die Signale der Neutronenfluß-Außeninstrumentierung für den Leistungsbereich werden über spezielle Trennverstärker mit entsprechender hoher Grenzfrequenz aus dem Reaktorschutzsystem ausgekoppelt. Rückwirkungsfreiheit auf das Reaktorschutzsystem ist dadurch auch bei Kurzschluß, Fremdspannungsaufschaltung oder Bauteildefekt sichergestellt.

### Druckfluktuationsmessung

Die Druckfluktuationen in den Kühlmittleitungen werden mittels eingeschweißter, piezokeramischer Aufnehmer erfaßt. Sie sind seit Jahren bewährt und zeichnen sich durch Alterungs-, Temperatur- und Strahlungsbeständigkeit aus.

Zur Vermeidung von Signalverfälschungen sind die Aufnehmer ohne zwischengefügte Armaturen in die Kühlmittleitungen eingeschweißt. Eine zweite Dichtebene verhindert das Austreten von Kühlmittel aus dem Reaktorkühlsystem selbst bei Zerstörung der ersten Dichtebene (Membran). Durch die Anordnung der Aufnehmer erübrigen sich Entlüftungsmaßnahmen.

### Relativwegmessung Kühlmittleitungen

Induktive Wegaufnehmer mit Tastspitze messen die Relativbewegungen der Kühlmittleitungen gegenüber dem Gebäude. Die Meßpunkte befinden sich an den Einlaufkrümmern der Kühlmittelpumpen und dem Rohrleitungsabschnitt zwischen RDB und Dampferzeuger (DE) jedes Kühlkreises (heißer Strang).

Neben den dynamischen Werten der Schwingungsmessung kann der statische Wert der Wärmedehnung des Reaktorkühlsystems erfaßt werden.

### Wellenbahnüberwachung der Hauptkühlmittelpumpen

Die Wellenbahnüberwachung dient zur Früherkennung von sich anbahnenden Wellenschäden an den Hauptkühlmittelpumpen.

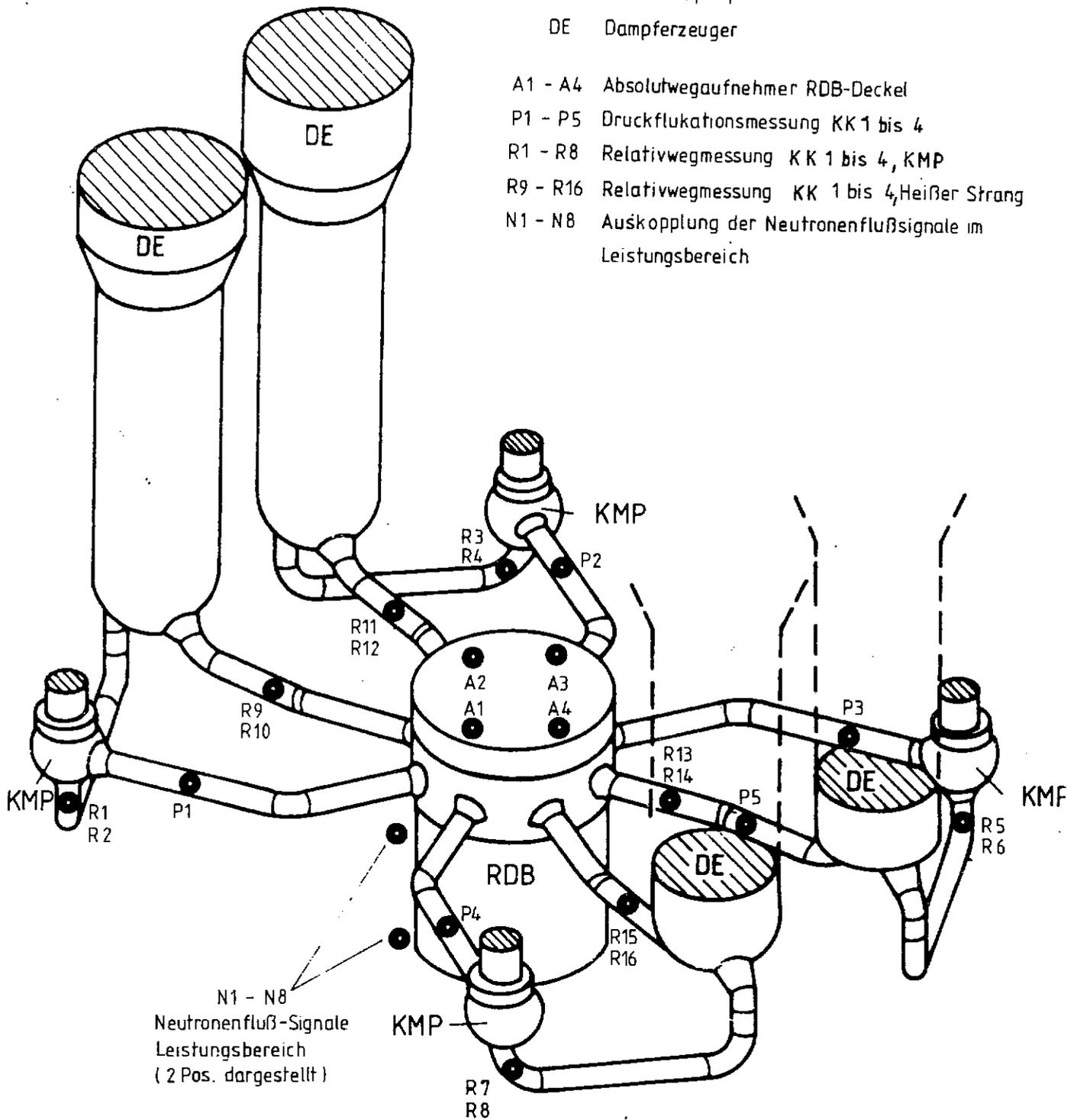
Im Vergleich zum Schwingungsüberwachungssystem (SÜS) - welches ein rein betriebliches Informationssystem darstellt, das nur 3 bis 5 mal pro Zyklus eingesetzt wird - ist das Wellenbahnüberwachungssystem dauernd im Eingriff. Bei Vergrößerung des Wellenbahnvektors werden abgestufte Grenzwerte angeregt, die als Alarme in die Warte gemeldet werden. Das Kriterium Wellenbahnvektor wird in der Signalverarbeitung durch vektorielle Addition von je 2 Wellenbahnsignalen gebildet, die von 2 unter 90° in einer Ebene an der Wellenkupplung angeordneten Wirbelstromaufnehmern erzeugt werden.

Pro Hauptkühlmittelpumpe wird ein Voralarm und ein Alarm gebildet sowie der Wellenbahnvektormaximalwert als Analogsignal geschrieben. Die Höhe der Alarmgrenzwerte wurde aus Betriebserfahrungen mit gleichartigen Hauptkühlmittelpumpen festgelegt.

Eine vertieftere Auswertung der Wellenbahnsignale, wie z. B. Frequenzspektren oder Wellenorbits, kann mittels eines am Schwingungsüberwachungssystem emulierten SW-Pumpenüberwachungsmoduls durchgeführt werden. Damit wird eine Bewertung von Anomalien noch weit unterhalb von Ansprechgrenzwerten ermöglicht.

KK Kühlkreis  
 RDB Reaktordruckbehälter  
 KMP Kühlmittelpumpe  
 DE Dampferzeuger

A1 - A4 Absolutwegaufnehmer RDB-Deckel  
 P1 - P5 Druckfluktationsmessung KK 1 bis 4  
 R1 - R8 Relativwegmessung KK 1 bis 4, KMP  
 R9 - R16 Relativwegmessung KK 1 bis 4, Heißer Strang  
 N1 - N8 Auskopplung der Neutronenflußsignale im Leistungsbereich



N1 - N8  
 Neutronenfluß-Signale  
 Leistungsbereich  
 ( 2 Pos. dargestellt )

### Kernkraftwerk Stendal C/D

Schwingungsüberwachungssystem ( JYG )

Anordnung der Aufnehmer

Prinzipdarstellung

**SIEMENS** Energieerzeugung KWU

Abb.: 2.7.1.6/1

DWR 1300 08.90