

Mechanische Probleme bei der Entwicklung und dem Betrieb von Kernenergieanlagen mit Druckwasserreaktoren

D. Albrecht

Die über die der konventionellen Druckbehältertechnik hinausgehenden mechanischen Probleme bei Druckwasserreaktoranlagen in Kernkraftwerken werden in erster Linie durch die unbedingte Verhinderung des Freisetzens radioaktiver Spaltmaterialien bestimmt. Die Erfüllung der dem Kraftwerksbetreiber obliegenden gesetzlichen Verpflichtungen zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit u. a. durch regelmäßige Wiederholungsprüfungen erfordert vorausgehende Beanspruchungsanalysen zur Aufdeckung von Schwachstellen sowie der Optimierung des Prüfumfanges und der Prüfhäufigkeit. Das Ziel der Bewertung von Prüfergebnissen besteht besonders in der Bestimmung zuverlässiger Restlebensdauern geschädigter Anlagenelemente.

1. Einleitung

Die notwendigen Wachstumsraten der Elektroenergieerzeugung werden im zunehmenden Maße durch die Errichtung von Kernkraftwerken gesichert. Die Mitgliedsländer des RGW werden bis 1990 ein Programm des Aufbaus von Kernkraftwerken mit einer Gesamtkapazität von 37000 MW in den europäischen Mitgliedsländern des RGW und Kuba realisieren. Zum Einsatz gelangen dabei vorwiegend die sowjetischen Druckwasserreaktoren der Typen WWER-440 und WWER-1000.

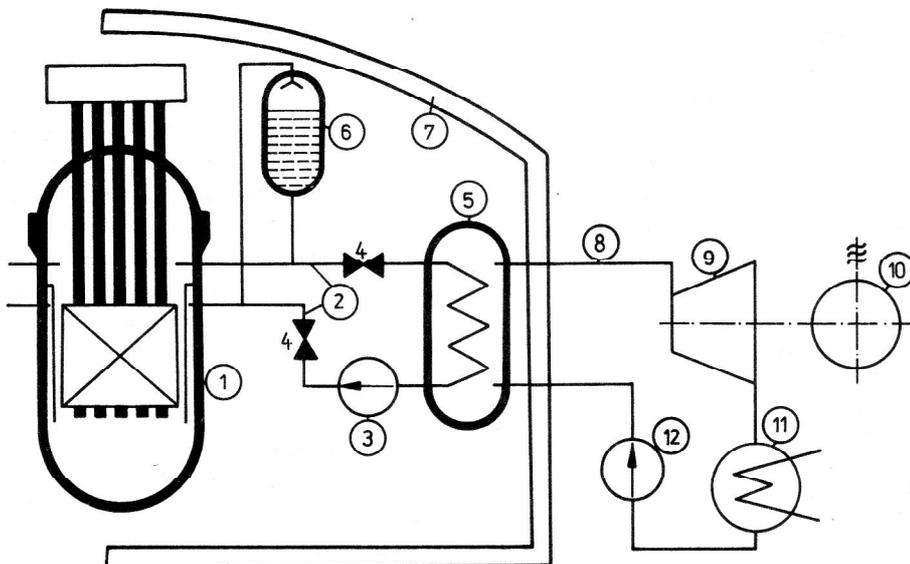
An die druckführenden Teile des Primärkreislaufes von Kernkraftwerken werden hohe Anforderungen zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit gestellt, die nur auf der Grundlage genauer Festigkeitsanalysen unter

Berücksichtigung aller Belastungen und Versagensmöglichkeiten mit einer darauf aufbauenden optimalen Werkstoffauswahl sowie einer planmäßigen Überwachung der Anlagenteile während der Nutzung erfüllt werden können.

2. Das technologische Grundschema von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren und die nukleare Sicherheit

Das technologische Grundschema dieser Kraftwerksblöcke besteht aus zwei Hauptkreisläufen. Der erste Kreislauf, Bild 1, umfaßt den Reaktor, die Hauptumwälzleitungen mit den Umwälzpumpen und Absperrschiebern, die Dampferzeuger und den Druckhalter. Er wird von einer hermetischen Umhüllung bzw. Containment, die druckfest ausgeführt sind, umschlossen. In den Dampferzeugern wird die Wärme an das Wasser des zweiten Kreislaufes übertragen und nichtradioaktiver Sattdampf gebildet, der über die Frischdampfleitungen zu den Sattdampfturbinen geführt und nach der Kondensation in den Kondensatoren und der Vorwärmung als Speisewasser in die Dampferzeuger zurückgepumpt wird.

Bild 1
Technologisches Grundschema eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor
1 Reaktor, 2 Hauptumwälzleitung, 3 Hauptumwälzpumpe, 4 Hauptabsperrschieber, 5 Dampferzeuger, 6 Druckhalter, 7 hermetische Umhüllung, 8 Frischdampfleitung, 9 Sattdampfturbine, 10 Generator, 11 Kondensator, 12 Speisewasserpumpe



Die nukleare Sicherheitsproblematik bei Druckwasserreaktoren besteht in der Verhinderung des Freisetzens des in den Reaktor eingebrachten und während des Betriebes entstehenden radioaktiven Spaltmaterials bei Druckwassertemperaturen bis ca. 600 K und Drücken bis 16 MPa für die erwähnten Reaktortypen. Eine nukleare Explosion ist auf Grund des physikalischen Wirkungsprinzips bei Druckwasserreaktoren ausgeschlossen, da bei dem als Kernbrennstoff verwendeten schwach angereicherten Uranisotop U-235 nur die Anwesenheit des Wassers als Kühlmittel und Moderator – Abbremsung der bei der Kernspaltung ausgestrahlten Neutronen auf ein solches Energieniveau, daß eine optimale Wahrscheinlichkeit für die Auslösung weiterer Kernspaltungen entsteht – die Aufrechterhaltung der Kettenreaktion sichert. Sowohl der Wasserverlust wie auch ein unerwünschtes Ansteigen der Wassertemperatur beenden die Kettenreaktion. Bei einem Wasserverlust ist jedoch die Restwärmeentwicklung durch die noch abklingende Kernspaltung so groß, daß schwere Zerstörungen an der gesamten Anlage und die Freisetzung radioaktiven Spaltmaterials denkbar sind. Deshalb bildet der Kühlmittelverlust durch die Voraussetzung eines größten anzunehmenden Unfalls (GAU), z. B. des plötzlichen Abrisses einer Hauptumwälzleitung, eine der Grundlagen für die Konzipierung der Sicherheitseinrichtungen eines Kernkraftwerksblockes. Man unterscheidet bei den Reaktoranlagen drei Schutzbarrieren: Die Hüllen der Brennelemente verhindern als erste Schutzbarriere das Eindringen des Kernbrennstoffes in den Primärkreislauf. Als zweite Schutzbarriere umschließen die Wandungen der Behälter, Armaturen und Rohrleitungen das gesamte unter Druck stehende Medium des Primärkreislaufes. Die äußere hermetische Umhüllung der Reaktoranlage als dritte Schutzbarriere verhindert das Austreten radioaktiven Materials bei einem der Auslegung zugrundegelegten maximalen Leck im Primärkreislauf und soll die Anlage vor Zerstörungen durch äußere Einflüsse, z. B. Flugzeugabsturz, Druckwellen von Explosionen u. ä., schützen.

Der Kraftwerksbetreiber ist gesetzlich zur Gewährleistung der nuklearen Sicherheit der von ihm betriebenen Kernenergieanlagen verpflichtet und es sind ihm regelmäßige Wiederholungsprüfungen an den Anlagen vorgeschrieben, wobei die zweite Schutzbarriere für den Kraftwerksbetreiber den sicherheitstechnisch relevantesten Anlagenteil darstellt. Die Wiederholungsprüfungen resultieren auch aus den Erfahrungen der internationalen Kernkraftwerkspraxis, die zeigen, daß eine völlig fehlerfreie Fertigung derartig großer Anlagenelemente auch bei Einhaltung strenger Vorschriften nicht gelingt und daß sich die Zuverlässigkeit mancher Konstruktionselemente erst nach längeren Betriebszeiten erweist.

Die Optimierung des Prüfumfanges durch eine vorausgehende Analyse von Schwachstellen und die Festlegung von repräsentativen Prüfstellen für größere Bauteilbereiche aber auch die Bewertung der Prüfbefunde hinsichtlich der Notwendigkeit und Einordnung von Instandhaltungsmaßnahmen erfordern, daß der Kraftwerksbetreiber über genaue Kenntnisse der Beanspruchungsverhältnisse an den einzelnen Anlagen unter allen

Betriebsbedingungen und über geeignete Methoden zur Restlebensdauerberechnung geschädigter Bauelemente verfügt.

3. Sicherheitskriterien für den Auslegungszustand

Die Auslegungsrichtlinien für Primärkreislaufkomponenten lehnen sich in den einzelnen Ländern mehr oder weniger stark an die entsprechenden Normen der UdSSR [1] und der USA [2] an. Die bei den Berechnungen zu berücksichtigenden Belastungen und Betriebsfälle sind in Spezifikationen zusammengefaßt. Zu den Belastungen zählen:

1. Druck
2. Gewicht
3. Äußere Kräfte und Momente (einschließlich der Reaktionen angeschlossener Rohrleitungen)
4. Schraubenvorspannungen
5. Temperatur
 - 5.1 Berechnungstemperatur
 - 5.2 Temperaturverteilungen
6. Strahlung
 - 6.1 Innere Wärmequellen
 - 6.2 Strahlenversprödung
7. Schwingungen
8. Erdbeben

Hauptberechnungsfälle sind folgende Betriebszustände:

1. Testzustände (Druckproben)
2. Normale Betriebsbedingungen und ihre zyklischen Wiederholungen (Anziehen von Verschraubungen, Anfahren, stationärer Betrieb, Arbeit des Havarieschutzsystems, Leistungsänderungen, Abfahren)
3. Störungen des Normalbetriebes, bei deren ein Weiterbetrieb des Reaktors möglich ist
4. Havariesituationen, die mit dem Bruch eines Anlagenelementes des Primärkreislaufes in Verbindung stehen

Da die aus den Lastfällen resultierenden Spannungen nach ihrer Ursache und ihrer Verteilung über den betrachteten Querschnitt in unterschiedlicher Weise zum Bauteilversagen beitragen können, werden sie zur differenzierten Bewertung in Spannungskategorien unterteilt. Allgemeine oder primäre Spannungen werden durch mechanische Lasten hervorgerufen, sind über den Querschnitt konstant oder linear verteilt und bilden mit den mechanischen Lasten einen Gleichgewichtszustand. Sie können bei entsprechender Höhe zur unbegrenzten Verformung führen. Nach [1] zählen auch Spannungen aus axialen Temperaturdifferenzen in Behältern zu den allgemeinen Spannungen. Lokale oder sekundäre Spannungen werden durch die Schnittreaktionen an Verbindungsstellen von Teilkörpern, die durch die Belastungen bei getrennter Betrachtung unterschiedliche Verformungen erfahren würden, hervorgerufen. Sie sind über den betrachteten Querschnitt konstant oder linear verteilt und mit begrenzten Verformungen verbunden, auch wenn die Fließgrenze überschritten wird. Spitzen- oder Konzentrationsspannungen entstehen an örtlich begrenzten scharfen Geometrieänderungen.

Die Normen schreiben die Bildung der Vergleichsspannung nach der Schubspannungshypothese vor. Die Auslegung der Reaktordruckgefäße, Behälter, Gehäuse und

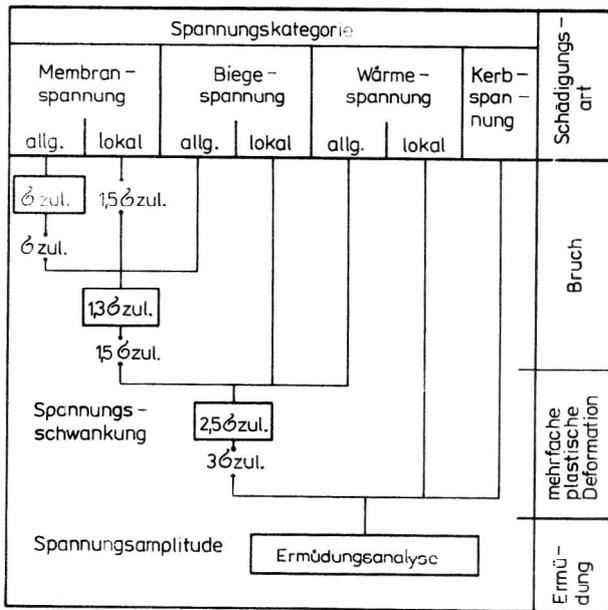


Bild 2
Sicherheitsbewertung für den Auslegungsfall Normale Betriebsbedingungen
Die umrahmten Felder kennzeichnen die zulässige Vergleichsspannung nach der Norm der UdSSR, die nicht umrahmten nach dem ASME-Code

Rohrleitungen aus kohlenstoffhaltigen Stählen, niedriglegierten Stählen, austenitischen Stählen und CrNi-Legierungen erfolgt, da bei den vorliegenden Betriebstemperaturen Zeitstandeinflüsse noch nicht spürbar werden, auf der Grundlage des kleineren der beiden Werte

$$\sigma_{zul} = \sigma_{B;T}/n_B \quad \text{und} \quad \sigma_{zul} = \sigma_{0,2;T}/n_{0,2} \quad (1)$$

mit den Beiwerten $n_{0,2} = 1,5$ und $n_B = 2,6$ nach der Norm der UdSSR und $n_{0,2} = 1,5$ und $n_B = 2,4$ (bzw. $n_B = 3,0$ für Reaktordruckbehälter) nach dem ASME-Code. Die für eine bestimmte Art der Schädigung und den jeweiligen Hauptberechnungsfall zutreffende zulässige Spannung erhält man durch Multiplikation von σ_{zul} mit entsprechenden Faktoren. Das Bild 2 zeigt den daraus folgenden Bewertungsablauf für den Hauptberechnungsfall „Normale Betriebsbedingungen“. Der Nachweis gegenüber mehrmaliger plastischer Deformation wird mit der gesamten Schankungsbreite der Vergleichsspannung für jeden untersuchten Belastungszyklus geführt.

Die Ermüdungsanalyse beinhaltet den Nachweis der Zulässigkeit der bei der Projektierung für die ganze Einsatzzeit der Anlagen angenommenen Lastzyklen. In der Regel handelt es sich um die niederzyklische Ermüdung. Der Nachweis erfolgt mit der Amplitude der Vergleichsspannung aus allen Spannungskategorien unter Berücksichtigung des Spannungsverhältnisses

$$R = \sigma_{min}/\sigma_{max} \quad (2)$$

Es ist zu beachten, daß der Spannungsbegriff bei der Ermüdungsanalyse nur formal verwendet wird, da die örtlich konzentrierten Beanspruchungen bei der niederzyklischen Ermüdung die Fließgrenze des Werkstoffes übersteigen können. In jedem Falle muß von der Berechnung der Dehnung für die betrachtete Stelle ausgegangen werden, die sich nur bei örtlich eng begrenzter Überschreitung der Fließgrenze in sonst elastisch beanspruchter Werkstoffumgebung auf eine linear-elastische Spannungsberechnung zurückführen läßt.

Es wird die Hypothese der linearen Schadensakkumulation

$$\sum_{i=1}^n \frac{N_i}{/N/i} \leq 1, \quad (3)$$

mit N_i – Lastzyklenzahl mit der Spannungsamplitude σ_{ai}
 $/N/i$ – Bruchlastzyklenzahl für die Spannungsamplitude σ_{ai} ,

verwendet. Zur Übertragung der an Probestäben ermittelten Ergebnisse der niederzyklischen Ermüdung auf die Anlagenelemente wird so vorgegangen, daß im $\sigma_{ai}/N/i$ -Diagramm der Proben einmal die zur Bruchlastzyklenzahl $/N/i$ gehörende Spannungsamplitude σ_{ai} durch n_σ und zum anderen die zur Spannungsamplitude σ_{ai} gehörende Bruchlastzyklenzahl $/N/i$ durch n_N dividiert wird und die untere Einhüllende der so entstehenden Wertepaare $(\sigma_{ai}/n_\sigma;/N/i)$ und $(\sigma_{ai}/N/i/n_N)$ als Auslegungskurve verwendet wird. Es wird mit $n_\sigma = 2$ und $n_N = 10$ bis 20 gerechnet; n_N und n_σ sind als Übertragungsmaßstäbe anzusehen.

Nur im Bereich der aktiven Zone des Reaktors unterliegt der Druckbehälter einer intensiven Bestrahlung, die zur Bildung innerer Wärmequellen in der Druckgefäßwand und zur Versprödung des Druckgefäßwerkstoffes durch Frenkel-Paarbildung, also der Entstehung von Leerstellen und Zwischengitteratomen, führt. Sind der Neutronenfluß, sein Energiespektrum und der Absorptionskoeffizient des Werkstoffes bekannt, so kann die aus der Bestrahlung resultierende Temperaturverteilung und die zugehörige Wärmespannung in der Druckgefäßwand berechnet werden.

Die Versprödung des Druckgefäßwerkstoffes wird spürbar nach Inkubationsfluenzen der Neutronenstrahlen von ca. 10^{18} n/cm² und erreicht bei Fluenzen von etwa $2 \cdot 10^{20}$ n/cm² einen Sättigungszustand, der durch die bei den Betriebstemperaturen der Reaktoren ablaufenden Ausheilungsvorgänge bedingt ist. Die Strahlenversprödung erfordert eine sichere Auslegung des Reaktordruckgefäßes gegen den Sprödbuch. Nach dem ASME-Code wird ein hypothetischer langer Oberflächenriß mit einer Tiefe von 25 % der Wanddicke angenommen und nach den Methoden der linear-elastischen Bruchmechanik bewertet. Die Sicherheit gegen Sprödbuch ist gegeben, wenn für den bestrahlten Werkstoffzustand und

die betrachtete Betriebstemperatur $K_I < K_{Ic}$ gilt. Eine zweite Methode, die auch in der sowjetischen Norm verwendet wird, beruht auf dem von Pellini dargestellten Zusammenhang zwischen Rißgröße, Temperatur und Rißausbreitung. Aus der wesentlichen Aussage, daß unterhalb einer bestimmten Spannungs-Temperaturkurve keine instabile Rißausbreitung möglich ist, werden unter Verwendung von Sicherheitszuschlägen Auslegungskurven aufgestellt, die den zulässigen Spannungs-Temperaturbereich für alle Betriebszustände begrenzen. Die Versprödung des Druckgefäßes wird mit im Reaktor angebrachten Einhängenproben verfolgt, die nach und nach dem Reaktor entnommen werden. Die Proben können zum Teil so im Reaktor angeordnet werden, daß sie eine voreilende Neutronenfluenz erhalten.

4. Festigkeitsanalysen bei Wiederholungsprüfungen

Für den Kraftwerksbetreiber sind Angaben über die im Verlaufe der Betriebszeit auftretenden Werkstoffbeanspruchungen zur Beurteilung des Langzeitverhaltens der eingesetzten Werkstoffe und für die Organisation eines sicheren und effektiven Kernkraftwerksbetriebes unentbehrliche Hilfsmittel. Beanspruchungsanalysen tragen bei:

Zur Organisation einer den Sicherheitsforderungen und der Ökonomie des Betriebes gerecht werdenden Werkstoffüberwachung durch die Auswahl aussagefähiger Prüfstellen und die Begründung der Häufigkeit der Prüfungen.

Zur Ursachenaufklärung festgestellter Fehler oder eingetretener Folgeschäden und zu Maßnahmen zur Fehlerbeseitigung und Ursachenabstellung.

Zur Bewertung außergewöhnlicher Betriebsfälle hinsichtlich einer möglichen Werkstoffschädigung.

Zur Einschätzung der Zulässigkeit von Anlagenfahrweisen bei der Einführung neuer technologischer Varianten.

Zur Verwirklichung einer schonenden Anlagenfahrweise, wenn das Betriebspersonal mit den Folgen der Abweichung vom zulässigen Betriebsregim vertraut ist.

Zur Vorbereitung von Rekonstruktionen.

Für die Anlagenelemente der zweiten Schutzbarriere, die im wesentlichen aus Rohrleitungen, Behältern und Gehäusen bestehen, kann auf Grund der Höhe der Belastungen und der relativ niedrigen Betriebstemperaturen bis auf ganz wenige Ausnahmen isotropes, linear-elastisches Werkstoffverhalten vorausgesetzt werden. Sie lassen sich in die Modelle

- Zugstäbe (Flanschbolzen),
- Stabwerke (Rohrleitungen),
- rotationssymmetrische Schalen (Druckbehälter),
- Störungsbereiche in rotationssymmetrischen Schalen mit begrenzter Ausdehnung (Stutzenzonen in Behältern),
- echt räumliche Körpermodelle (komplizierte Gehäuseformen, Bauteilbereiche mit Fehlstellen oder Rissen)

einordnen.

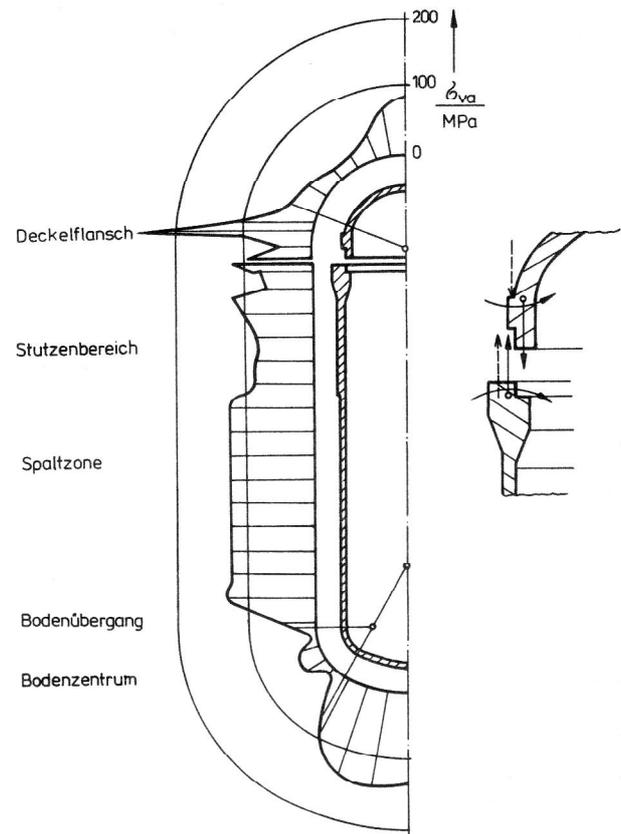


Bild 3
Berechnungsmodell eines Reaktordruckgefäßes und Vergleichsspannung an der Reaktoraußenwand bei stationärer Nennleistung

In der DDR wurden besonders im Rahmen der Hauptforschungsrichtung Festkörpermechanik leistungsfähige Programmsysteme entwickelt, die es gestatten, die vorliegende Aufgabenstellung effektiv zu bearbeiten. Folgende Programme haben sich als Standardverfahren bewährt:

Matrizenverfahren für die Statik und Dynamik der Stabwerke (Programmversionen ROLEIFEST und ROLEISCHWING [3]).

Matrizenverfahren der biegesteifen dünnwandigen Rotationsschale (Programmversionen (ROTSYV und ROSCHA [4]).

Finite-Elemente-Verfahren für rotationssymmetrische Bauteile (Programmversionen ROKO2 und ZYLROT [4]).

Finite-Elemente-Verfahren für echt räumliche Bauteile (Programmversion COSAR [4]).

Bilanzverfahren für Temperaturfelder in rotationssymmetrischen Bauteilen (Programmversion POBE-GA).

Im folgenden werden einige Berechnungsbeispiele vorgestellt. Das Modell für die Berechnung der allgemeinen und zum überwiegenden Teil der lokalen Membran-, Biege- und Wärmespannungen für Druckbehälter bildet die dünnwandige, biegesteife rotationssymmetrische Schale. Stutzenanschlüsse und ähnliche Störungen der

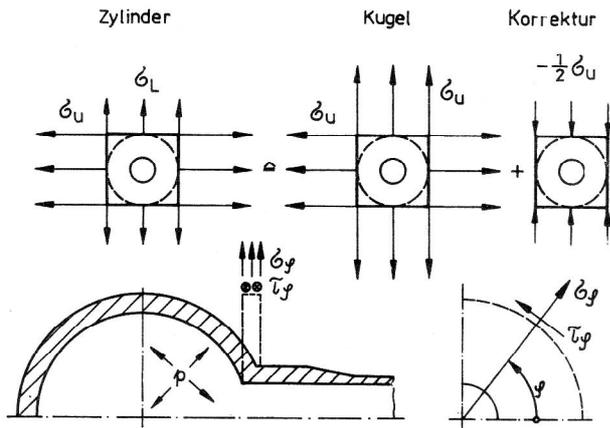


Bild 4
Stützenmodell

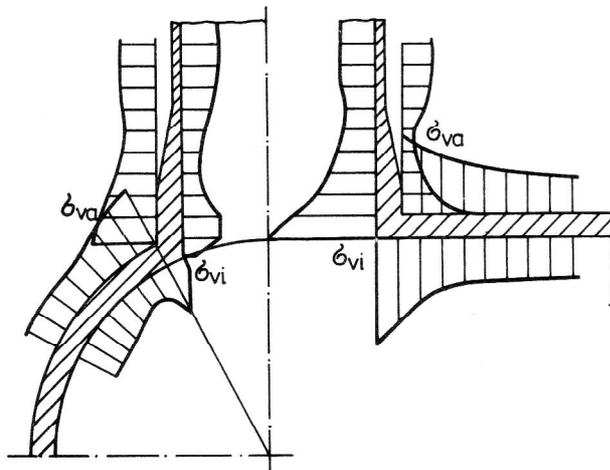


Bild 5
Vergleichsspannung an einer senkrechten Rohrabzweigung bei Innendruckbeanspruchung

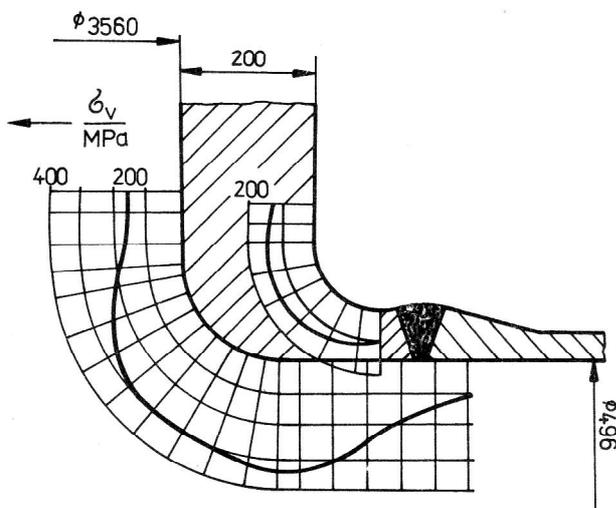


Bild 6
Vergleichsspannung am Reaktorstützen bei Innendruck und konstanter Temperaturänderungsgeschwindigkeit $\dot{T} = -30$ K/h

Geometrie werden einer gesonderten Untersuchung unterzogen. Als Belastungen wirken der Druck, axiale und linear verteilte radiale Temperaturdifferenzen und Vorspannkraft von Deckelverschraubungen. Eigengewichte können als Belastungen fast immer vernachlässigt werden oder haben nur Bedeutung für die Berechnung von Auflagerpratzen. Das Bild 3 zeigt das Berechnungsmodell eines Reaktor Druckgefäßes und die für den Betriebsfall „stationäre Nennleistung“ ermittelte Vergleichsspannung an der Reaktoraußenwand. Senkrechte Stützenanschlüsse an zylindrischen Wandungen können bei hinreichend kleinem Durchmesserverhältnis $D_{\text{Stutzen}}/D_{\text{Zylinder}}$ auf ein rotationssymmetrisches Berechnungsmodell zurückgeführt werden, wenn man den Zylinder durch eine Kugel mit einer Krümmung ersetzt, die der mittleren Krümmung des Zylinders ($D_{\text{Kugel}} = 2 D_{\text{Zylinder}}$) entspricht und an dieser Ersatzkugel den in der Zylinderwand vorliegenden Spannungszustand σ_u und σ_l durch einen geeignet zu überlagernden Korrekturspannungszustand nach Bild 4 realisiert. Nach der Transformation des Korrekturspannungszustandes in Polarkoordinaten erfolgt seine Überlagerung mit einem Scheibenmodell. Die Spannungsberechnungen werden bei dünnwandigen Stützen am zweckmäßigsten mit dem Programm ROSCHA durchgeführt. Als Beispiel ist im Bild 5 die typische Spannungsverteilung an einem senkrechten Abzweig einer Hauptumwälzleitung für die Innendruckbelastung dargestellt. Bei dickwandigen Stützen, z. B. an Reaktor Druckgefäßen, liegt häufig eine kompliziertere Form vor und sind die bei instationären Betriebsbedingungen entstehenden Temperaturfelder bei der Spannungsberechnung zu berücksichtigen. Man verwendet hier ebenfalls die Modellbildung nach Bild 4 und führt aber die Berechnungen mit der Methode der finiten Elemente aus. Das Bild 6 zeigt die so ermittelte Vergleichsspannung an einem Reaktorstützen für einen Abfahrvorgang mit einer Temperaturänderungsgeschwindigkeit von $\dot{T} = -30$ K/h.

Sollten mit den Auslegungsnormen vergleichbare Ergebnisse erzielt werden, so ist eine Aufteilung der Spannungen in Kategorien erforderlich. Verwendet man Berechnungsverfahren auf der Grundlage von Übertragungsmatrizen, so ist das ohne weiteres möglich, da bei diesen Verfahren primär die Schnittgrößen ermittelt werden und damit eine Trennung der Membran- und Biegespannungen vorliegt. Als Eingabegrößen sind aber aus beliebigen radialen Wandtemperaturverläufen der konstante und der linear verteilte Anteil abzuspalten. Aus der verbleibenden Resttemperatur sind die lokalen Wärmespannungen gesondert zu berechnen. Bei den Finite-Elemente-Verfahren kann nur die gesamte Spannungsverteilung über den Querschnitt berechnet werden. Man muß aus dieser nachträglich die Membran- und Biegespannungsanteile aussondern. Die Aufspaltung beliebiger Temperaturverläufe ist nicht erforderlich.

Ein besonderes Problem bei den Wiederholungsprüfungen stellt die Bewertung von aufgefundenen Fehlstellen (Einschlüsse in Schweißnähten, Anrisse) hinsichtlich der noch nutzbaren Festlebensdauer dar. Zur bruchmechanischen Bewertung werden Fehlstellen in Schweißnähten häufig auf einfache Rißgrundformen wie halb-

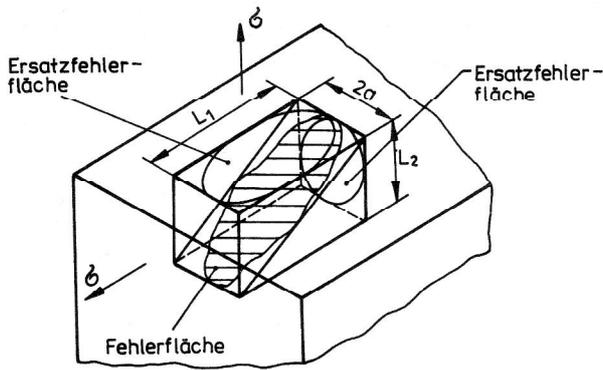


Bild 7
 Bildung von Ersatzgeometrien zur bruchmechanischen Bewertung von Fehlstellen

elliptischer Oberflächenriß, elliptischer Innenriß oder glatter Durchriß zurückgeführt. Bei beliebiger Lage der Fehlstelle im Bauteil werden die Ersatzrißflächen in die Hauptspannungsebenen, Bild 7, projiziert und die bruchmechanischen Parameter (K_I) für diese Projektionen ermittelt. Die Restlebensdauerabschätzung bei Bauteilen mit Anrissen erfolgt nach der Analyse des jeweils zutreffenden Versagenskriteriums durch die Integration der Rißwachstumsraten da/dN , die meist in der Form der PARIS- oder FORMAN-Beziehungen angenähert werden. Dabei kann es zur Bestimmung der Spannungsintensitätsfaktoren an der Rißspitze erforderlich werden, auch die sich entwickelnde Rißgeometrie auf der Grundlage von Rißausbreitungshypothesen vorauszuberechnen.

5. Zusammenfassung

Die ständige Gewährleistung der nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren unter allen Betriebsbedingungen und denkbaren Störfällen erfordert die Beherrschung zahlreicher Festigkeitsprobleme. Auf der Grundlage erprobter Berechnungsmodelle für die Anlagenelemente der zweiten Schutzbarriere und den in der DDR entwickelten Berechnungsprogrammen steht dem Kraftwerksbetreiber ein Instrumentarium zur Verfügung, mit dem diese Aufgaben erfolgreich gelöst werden können. Zukünftige Forschungen werden sich besonders mit der weiteren Verbesserung der Restlebensdauerprognose befassen müssen.

LITERATUR

- [1] Normen zur Festigkeitsberechnung der Elemente von Reaktoren, Dampferzeuger, Behälter und Rohrleitungen für Kernkraftwerke, Versuchs- und Forschungsreaktoren und Anlagen. Metallurgia, Moskau 1973.
- [2] ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Sektion III. Nuclear Power Plant Components, 1974.
- [3] Richtlinienkatalog Festigkeitsberechnungen. Behälter und Apparate, BR-A71. VEB Komplette Chemieanlagen Dresden.
- [4] Autorenkollektiv: EDV-Anwendung zur Berechnung tragender Konstruktionen. IfL-Mitt. 18(1979) 2.

Anschrift des Verfassers:

Doz. Dr.-Ing. Dietrich Albrecht
 Ingenieurhochschule
 8800 Zittau
 Theodor-Körner-Allee 16