

### 3 Das Kernkraftwerk Brokdorf (KBR)

#### 3.1 Einleitung

Die Anlage Brokdorf ist ein Druckwasserreaktor mit einer derzeit genehmigten Reaktorwärmeleistung von 3765 MW thermisch und einer elektrischen Kraftwerksnettoleistung von 1307 MW, die von der Firma KWU am Standort in der Gemeinde Brokdorf im Landkreis Steinburg errichtet wurde.

Am 12.3.1974 stellte die NWK beim schleswig-holsteinischen Sozialminister und beim Minister für Wirtschaft und Verkehr einen Antrag auf Genehmigung nach § 7 AtG zur Errichtung und zum Betrieb eines Druckwasserreaktors Brokdorf. Dem Antrag war als Unterlage unter anderem ein Sicherheitsbericht für ein KKW mit Druckwasserreaktor am Standort, Ausgabe 1974, <KWU 1974> beige-fügt. Diesem Antrag traten später noch die HEW, die Kernkraftwerk Brokdorf GmbH und die Firma KWU als Hersteller bei. Am 27.7.1974 wurde der ursprünglich auf eine einzige Errichtungsgenehmigung abgestellte Antrag dahingehend abgeändert, daß eine Errichtung in Teilschritten beantragt wurde.

Nach der Abwicklung des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens wurde am 25.10.1976 durch die Genehmigungsbehörde die 1. Teilerrichtungs-genehmigung für KBR erteilt.

Im September 1979 stellte die KBR GmbH den Antrag zum Einbau und Betrieb von Brennelementlagergestellen in Kompaktbauweise. Die zweite Teilgenehmigung wurde am 19.2.1981 erteilt.



Im Jahr 1981 wurde das Vorhaben erneut öffentlich bekanntgemacht, der Antrag und die Antragsunterlagen mit einem überarbeiteten Sicherheitsbericht vom Mai 1981 <KWU 1981> zur Einsichtnahme ausgelegt. Im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens fand nach Abschluß der Einwendungsfrist der Erörterungstermin im Oktober 1981 statt.

Die 3. Teilgenehmigung wurde am 8.1.1982 erteilt.

Die 1. bis 3. Teilgenehmigung enthalten die Genehmigung der Fundamente, der Baukörper, Kanäle, Brücken und Sümpfe usw..

Mit der 4. Teilgenehmigung vom 21.12.1982 wurde die Errichtung der maschinen- und elektrotechnischen Anlagen und Hilfsanlagen, insbesondere des Primärsystems, genehmigt.

Mit der vierten Teilgenehmigung sind außerdem konzeptionelle Auslegungsänderungen verbunden; z.B. der Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen in KBR. Hochabbrand-Brennelemente sind Brennelemente mit einer höheren Uran-Anfangsanreicherung bis zu 3,5 % U-235, mit denen ein höherer Abbrand als bei normalen Brennelementen mit einer Anreicherung von 3,2% U-235 erzielt werden kann und die deswegen länger im Reaktor eingesetzt werden können. Mit der 4. Teilgenehmigung wird ferner der Wegfall der Ausschlagsicherungen an den Hauptkühlmittelleitungen genehmigt. Diese Ausschlagsicherungen sollen bei Störfällen wie z. B. einem Leck in einer Hauptkühlmittelleitung verhindern, daß durch das aus dem Leck ausströmende Kühlmittel andere, benachbarte Leitungssysteme oder Kabel beschädigt oder zerstört werden. Die Annahmen der hydrodynamischen Belastungen infolge von Leitungsbrüchen im Sekundärkreislauf wurden gemäß der RSK-Leitlinie ebenfalls reduziert. Als technische Konsequenz der Reduzierung der Belastungsannahmen entfiel bei der Führung der Speisewasserleitungen noch



innerhalb des Reaktorgebäudes das Doppelrohr im Bereich der Druckspeicher. Die Reduzierung der unterstellten Strahlkraftbelastungen durch ein Leck von 0,1 F in der Speisewasserleitung und der Wegfall des Doppelrohres beeinträchtigen demnach nicht mehr die Funktionsfähigkeit der Druckspeicher. Auch die die Frischdampf- und Speisewasser-Rohrleitungen umhüllenden Stahlkonstruktionen von An- und Ausschlagsicherungen sind nicht mehr vorgesehen. Diese Ausschlagsicherungen sollten bei dem vorher unterstellten Bruchquerschnitt von 2 F andere Leitungen vor der Beschädigung schützen. Bei dem Auftreten eines großen Lecks an einer Hauptkühlmittelleitung oder einer Leitung des Wasser-Dampf-Kreislaufs können jedoch jetzt Folgeschäden an anderen Leitungen nicht ausgeschlossen werden.

Das der 4. Teilerrichtungsgenehmigung zugrundeliegende Konzept wurde damit gegenüber dem des Sicherheitsberichtes von 1974, des Sicherheitsberichtes von Mai 1981 und den vorausgegangen drei Teilgenehmigungen in wesentlichen Punkten geändert.

Mit Schreiben vom 15.5.1985 beantragte die NWK den Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen mit Anreicherungen bis zu 4,0% U-235, mit abbrennbaren Absorbern und den Einsatz von Mischoxid-Brennelementen. Ferner wurde die Einlagerung und Handhabung der Brennelemente und Neutronenquellen, der Warmprobetrieb mit beladenem, unterkritischem Reaktorkern und die nukleare Inbetriebsetzung beantragt. Beantragt wurde zudem die Genehmigung des unbefristeten Leistungsbetriebes für KBR. Diesem Schreiben der NWK war ein überarbeiteter Sicherheitsbericht, Stand Mai 1985 (KWU 1985), beigelegt.



1985 wurde das Vorhaben KKW Brokdorf zum dritten Mal öffentlich bekannt gemacht, der Antrag und der überarbeitete Sicherheitsbericht sowie eine überarbeitete Kurzbeschreibung öffentlich ausgelegt. Im September 1985 wurden die erhobenen Einwendungen auf dem Erörterungstermin mit den erschienenen Einwendern, den Antragstellern und der Genehmigungsbehörde sowie den Sachverständigen erörtert.

Am 30.8.1985 wurde der Preußenelektra als Rechtsnachfolgerin der NWK nachträglich die 1. bis 4. Teilgenehmigung von der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde übertragen.

Am 30.12.1985 erteilte das schleswig-holsteinische Sozialministerium die 5. Teilgenehmigung. Diese ist zugleich die 1. Teilbetriebsgenehmigung. Sie umfaßt den Warmprobetrieb für KBR, den Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen und Änderungen der Hauptdaten der Anlage, wie sie sich bereits aus dem Sicherheitsbericht von 1985 ergeben. Bei gleicher Reaktorwärmeleistung von 3765 MW wird die Generatorklemmleistung von 1365 auf 1380 MW erhöht. Der genehmigte Warmprobetrieb umfaßt das Beladen des Reaktorkerns mit Brennelementen sowie das Inbetriebsetzen und Testen der Hauptkühlmittelpumpen, des Reaktorkühl- und Druckhaltesystems und verschiedener Meßeinrichtungen des Primärkreises. Der Reaktor darf jedoch nicht kritisch gemacht werden. So dürfen die Steuerstäbe bei beladenem Reaktor nicht gezogen werden.

Mit der 5. TG bzw. der ersten Teilbetriebsgenehmigung werden folgende tatsächlichen Genehmigungsgegenstände vom schleswig-holsteinischen Sozialminister genehmigt:



- Hochabbrand-Brennelemente bis 3,5 % U 235 Anreicherung, wobei in der 5. TG auch eine Genehmigungsabgrenzung für den Einsatz von MOX-Brennelementen erfolgt; diese werden mit der 5. Teilgenehmigung explizit nicht genehmigt.
- Nochmals genehmigt wird der Wegfall der Ausschlagsicherungen für die Hauptkühlmittelleitungen und die Frischdampf- und Speisewasserleitungen.
- der Warmprobetrieb mit beladenem, aber unkritischem Reaktorkern wird genehmigt; die nukleare Inbetriebsetzung oder der nukleare Betrieb wird nicht genehmigt.

Die zweite Teilbetriebsgenehmigung, am 3.10.1986 erteilt, umfasst u.a. folgende wichtige, tatsächlich genehmigte Genehmigungsteile:

- die nukleare Inbetriebsetzung und der bestimmungsgemäße Betrieb bis zu einer thermischen Reaktorleistung von 100% sowie kurzfristige Überschreitungen. Dies findet unter der verantwortlichen Leitung sowohl der Firma KWU wie auch der Preussenelektra statt.
  - der Umgang mit Kernbrennstoffen, insbesondere mit Hochabbrand-Brennelementen mit einer U 235-Anreicherung bis zu 3,5 %. Maximal zwei Hochabbrand-Brennelementen mit einer U 235-Anreicherung von bis zu 4,0% oder zwei reaktivitätsäquivalenten Mischoxid-Brennelementen (MOX-Brennelemente) dürfen in KBR eingelagert werden.
  - der Umgang mit weiteren radioaktiven Stoffen und Neutronenquellen
- und eine Reihe weiterer Genehmigungsgegenstände. Ferner erfolgte die Festlegung der genehmigten Abgaben radioaktiver Stoffe mit der Abluft und mit dem Abwasser in die Elbe gemäß Tabelle II.4.



Tabelle II.4: Maximale Abgabe radioaktiver Stoffe im bestimmungs-  
gemäßen Betrieb mit der Abluft:

	pro Kalenderjahr	Halbjahr	Kalendertag
für radioaktive Gase	1,0E+15 Bq	5,0E+14 Bq	1,0E+13 Bq
radioaktive Aerosole			
mit Halbwertszeiten			
größer als 8 Tage	1,0E+10 Bq	5,0E+09 Bq	1,0E+08 Bq
Jod 131	6,0E+09 Bq	3,0E+09 Bq	6,0E+07 Bq

Genehmigt wird an Ableitungen mit dem Abwasser Tritium bis zu  
3,5E+13 Bq pro Jahr und radiumfreies Nuklidgemisch bis zu  
5,55E+10 Bq pro Jahr.

Vom Konzept her genehmigt wird für die Folgekernere der Einsatz von  
Hochabbrand-Brennelementen mit bis zu 4,0 % U 235 und ferner MOX-  
Brennelemente, die zu den Hochabbrand-Brennelementen reaktivi-  
tätsäquivalent sind. Dabei ist ein Anteil der MOX-Brennelemente  
von bis zu einem Drittel einer Kernnachladung vorgesehen; nach  
mehreren Zyklen beträgt der Gesamtanteil der MOX-Brennelemente  
demnach ca. ein Drittel aller 193 im Reaktorkern befindlichen  
Brennelemente. Dies muß jedoch explizit in einer weiteren Geneh-  
migung genehmigt werden.

Am 8.10.1986 wurde KBR zum ersten Mal kritisch, am 14.10.1986  
wurde zum ersten Mal Strom in das öffentliche Netz eingespeist  
und am 22.12.1986 wurde KBR von der Kernkraftwerk Brokdorf GmbH  
in eigener Verantwortung übernommen.



## 3.2 Auslegung der Anlage KBR

### 3.2.1 Beschreibung der Sicherheitssysteme

Der Primärkreis bei KBR besteht aus dem Reaktordruckbehälter mit Kerneinbauten und Brennelementen, den vier Dampferzeugern, vier Hauptkühlmittelpumpen, den verbindenden Rohrleitungen und dem Druckhaltesystem. An den Reaktordruckbehälter als zentralen Festpunkt schließen vier gleichartige Umwälzschleifen (Loops) an, die aus jeweils einem Dampferzeuger, einer Hauptkühlmittelpumpe und den verbindenden Rohrleitungen (Hauptkühlmittelleitungen) bestehen. Über eine Volumenausgleichsleitung ist der Druckhalter an den heißen Strang einer Umwälzschleife angeschlossen. Als Kühlmittel für den Reaktorkern wird vollentsalztes Wasser verwendet, welches durch die Hauptkühlmittelpumpen umgewälzt wird. Es steht dabei unter einem Druck von 158 bar und einer Temperatur zwischen 291 Grad Celsius (Eintritt in den Reaktordruckbehälter) und 326 Grad Celsius (Austritt aus dem Reaktordruckbehälter).

Die vier Umwälzschleifen des Primärsystems sind einander paarweise zugeordnet, wobei sich in einem Sektor zwischen den einander zugeordneten Loops das Brennelementlagerbecken, im gegenüberliegenden Teil das Druckhaltesystem mit Druckhalter und Abblasebehälter befindet. Durch die einander zugeordneten Loops liegen die Hauptkühlmittelleitungen nahe beieinander. Aus diesem Grund beschädigen beim Kühlmittelverlust-Störfall mit großem Leck die aus dem Leck austretenden Strahlkräfte andere Leitungen, wenn



keine Ausschlagsicherungen an den Hauptkühlmittelleitungen vorhanden sind. Mit der 4. und 5. TG wurde auf die Ausschlagsicherungen verzichtet.

Ein wichtiges Sicherheitssystem für die Beherrschung von Kühlmittelverlust-Störfällen ist das nukleare Notkühlsystem: es besteht aus dem Hochdruck-Sicherheitseinspeisesystem, dem Druckspeicher-Einspeisesystem und dem Niederdruck-Einspeisesystem. Das Nukleare Notkühlsystem hat in KBR vier gleichwertige und ähnlich aufgebaute Teilstränge, die den jeweiligen Loops des Primärkreises zugeordnet sind.

Das Hochdruck-Sicherheitseinspeisesystem besteht pro Strang aus einem Flutbecken, der Saugleitung der HD-Sicherheitseinspeisepumpe und den Armaturen der Auswahl-schaltung. Mit dieser Auswahl-schaltung kann Notkühlwasser wahlweise aus dem Flutbecken in den kalten oder heißen Einspeisestrang gefördert werden. Der Sumpfbetrieb kann mithilfe der Nachkühl-pumpen bei hohem Druck im Primärkreis auch über die HD-Sicherheitseinspeisepumpen erfolgen. Die spezifische Aufgabe des Hochdruck-Sicherheitseinspeisesystems besteht darin, kleine Leckagen bzw. Kühlmittelverluste im Primärkreis durch Kühlmittel-zuspeisung wieder zu ergänzen. Die Sicherheitseinspeisepumpen der vier Stränge speisen dabei jeweils in den heißen Einspeisestrang des Primärkreises gegen einen maximalen Druck von 110 bar ein. Sie saugen boriiertes Wasser aus den vier Flutbecken an, die mit je ca. 400 Kubikmeter Kühlmittel gefüllt sind.



Das Druckspeicher-Einspeisesystem soll ein schnelles Wiederauffüllen des Primärkreises und des Reaktordruckbehälters bei großen Lecks gewährleisten, um die bei diesem Störfall auftretenden hohen Belastungen der Brennelement-Hüllrohre durch rasch ansteigende Temperaturen abzufangen. Das borierte Wasser in jedem der acht vorhandenen Druckspeicher mit einer Kapazität von je 34 Kubikmeter wird durch Stickstoffgas unter einem steten Druck von ca. 26 bar gehalten.

Das Niederdruck-Einspeisesystem soll den Kühlmittelverlust bei großen Lecks (Niederdruckbereich) durch Förderung von boriertem Wasser aus den vier Flutbecken ausgleichen und langfristig die Kühlmittel-Rückspeisung in den Primärkreis aus dem Reaktorgebäudesumpf gewährleisten. Das System besitzt deshalb zusätzliche Saugleitungsanschlüsse im Gebäudesumpf. Bei Sumpfbetrieb wird die Nachwärmeabfuhr über die Nachkühlketten, d.h. das nukleare Zwischenkühlsystem und das Nebenkühlwassersystem, die jeweils vierfach vorhanden sind, sichergestellt.



### 3.2.2 Kühlmittelverlust mit großem Leck

Kühlmittelverluststörfälle entstehen, wenn in Rohrleitungen des Primärkreislaufs oder direkt angeschlossener Systeme ein Leck auftritt. Die Größe des Lecks kann von kleinen Leckagen bis hin zum doppelendigen Abriß einer Hauptkühlmitteleitung variieren; ein Bersten des Reaktordruckgefäßes wäre als ein noch größeres Leck definierbar. Lecks werden im allgemeinen nach Größe und Lage unterschieden; Grund für die Unterscheidung sind die unterschiedlichen Anforderungen an die Sicherheitssysteme und die unterschiedlichen Belastungen der Anlage.

Bei den Störfallbetrachtungen für die Anlage KBR ist festzustellen, daß bei der Definition des Auslegungsstörfalls die für Unfallablauf und Folgewirkungen wichtigen Bruchquerschnittannahmen der Primärkreiskomponenten willkürlich während der atomrechtlichen Genehmigung geändert wurden. So wird jetzt für die Berechnung der Reaktions- und Strahlkräfte bei Kühlmittelverlust aus dem Primärkreis, die auf Rohrleitungen, Komponenten, Einbauten der Komponenten und Gebäudeteile wirken, nur noch ein schnellöffnendes Leck mit einer Öffnungsfläche von 0,1 F unterstellt gegenüber der ursprünglichen Auslegung von 2 F. Die Querschnittsfläche des zu unterstellenden Lecks wurde damit auf 5% reduziert.

Zur Begründung der Reduzierung der Leckquerschnittsfläche führt die 4. TG aus:



"Die Auslegung, Gestaltung und Werkstoffwahl für die Hauptkühlmittelleitungen ergeben daher entsprechend RSK-Leitlinie 4.1.1 eine Basissicherheit, welche ein katastrophales, aufgrund herstellungsbedingter Mängel eintretendes Versagen ausschließt." (S. 101)

Die Auslegung, Gestaltung und Werkstoffwahl von "basissicheren" Hauptkühlmittelleitungen bezieht sich auf ein von Kußmaul von der Materialprüfungsanstalt Stuttgart entwickeltes Konzept "Basissicherheit" <Kußmaul 1978>, das durch spezifizierte Anforderungen an die Leitungen ein katastrophales Versagen ausschließen soll. Das Konzept wurde aufgrund negativer Erfahrungen durch das Auftreten von Rissen und Fehlstellen an gebauten oder in der Fertigung befindlichen Komponenten entwickelt.

Festgehalten werden muß, daß die Basissicherheit ein Postulat und keine naturwissenschaftliche Tatsache ist (vgl. Kapitel I.3).

Diese Änderung der KBR-Anlagenauslegung wirkt sich beim Kühlmittelverlust-Störfall in der Blowdown-Phase aus, die sich unmittelbar an die Phase der Lecköffnung anschließt.

Dabei ist die Ausströmrate an der Leckstelle für den weiteren Störfallablauf von Bedeutung. Zum Problem können die enormen Strahl- und Reaktionskräfte werden, die von dem aus dem Leck ausströmenden Kühlmittel herrühren.

Strahlkräfte treten dadurch auf, daß das Primärkühlmittel bzw. das Wasser-Dampf-Gemisch aus dem Leck mit großem Impuls auf benachbarte Strukturen trifft; etwa benachbarte Rohrleitungen, Anschlußleitungen von Sicherheitssystemen, Meßgeräte oder -leitungen. Reaktionskräfte entstehen durch den Rückstoß des ausströmenden Wassers bzw. Wasser-Dampf-Gemisches. Durch sie werden die



Enden der gebrochenen Rohrleitungen aus ihrer normalen Lage gezwungen, was zum Abreißen weiterer Leitungen und zur Beschädigung durch Anschlag an benachbarte Strukturen führen kann.

Dies kann aufgrund der Geometrie des Primärkreislaufes nicht ausgeschlossen werden. Die Hauptkühlmittelleitungen werden unterhalb des Flanschrings der Reaktordruckbehälter durch Betonöffnungen zu den ihnen zugeordneten Dampferzeugern geführt. Von dort verläuft die Rohrleitung zur Hauptkühlmittelpumpe und als kalter Strang zurück in den Reaktordruckbehälter. Nach Angaben des TÜV sind die vier Loops durch Betonwände voneinander getrennt.

Innerhalb eines Loops sind heißer und kalter Strang nur teilweise durch einen Betonunterzug getrennt. Als Fixpunkte für einen Loop sind Reaktordruckbehälter, Hauptkühlmittelpumpe und Dampferzeuger mit Abstützungen gesichert, nicht jedoch die Hauptkühlmittelleitungen und die entsprechenden Anschlußleitungen.

Gefährdet durch Strahl- und Reaktionskräfte sind von daher die kalt- bzw. heißseitigen Einspeiseleitungen des Notkühlsystems und andere Anschlußleitungen. Folgeschäden, die zum Ausfall der Notkühlfunktion führen, machen den Kühlmittelverluststörfall unbeherrschbar.

Die Zerstörung von Meßleitungen oder -geräten kann dazu führen, daß zur Einleitung von automatischen Maßnahmen wichtige Signale zur Notkühlung ausbleiben. Ferner sind dadurch Fehlfunktionen von Sicherheitssystemen nicht auszuschließen.

Aus diesem Grund ist es internationaler Standard, Ausschlagsicherungen, die nach dem Prinzip von Stoßdämpfern konstruiert sind, sowie verschiedene andere Arten der Verankerung der großen Rohr-



leitungen, Trümmerschutz- und Strahlenschutzwände, zur Beherrschung des Auslegungsstörfalls "Kühlmittelverlust mit großem Leck durch 2 F-Bruch einer Hauptkühlmittleitung" anzubringen.

Für den in Großbritannien zur Genehmigung anstehenden Druckwasserreaktor Sizewell B sind nach dem "Pre-Construction Safety Report" <CEGB 1982> Ausschlagsicherungen vorgesehen. Dies gilt ebenfalls für alle neuen französischen Reaktoren, z.B. für den 1986 in Betrieb gegangenen Block A des französischen Druckwasserreaktors Cattenom. Auch dort sind Ausschlagsicherungen gegen Strahl- und Reaktionskräfte angebracht <EdF 1984>. Die in Cattenom verwendeten Werkstoffe sind nach Material und Qualitätssicherung mit denen in KBR vergleichbar.

Die mit der Postulierung der "Basissicherheit" verbundene Reduktion der Sicherheitsstandards beim 2 F-Bruch wird bis jetzt international in keinem anderen Land verfolgt. KBR ist weltweit der erste große Druckwasserreaktor, der nicht mehr gegen den bekanntesten Auslegungsstörfall - Abriß der Hauptkühlmittleitung - hinsichtlich auftretender Strahl- und Reaktionskräfte ausgelegt ist.



### 3.3 Containment

Der Sicherheitsbehälter der Anlage KBR stellt den Sicherheitseinschluß für die wesentlichen Systeme, die unter hohem Druck Primärkühlmittel führen, dar. Er soll allen statischen, dynamischen und thermischen Belastungen standhalten, die im Rahmen der zu unterstellenden Auslegungstörfälle zu erwarten sind. Die Auslegung des KBR-Sicherheitsbehälters erfolgte noch für die Belastungen, die durch einen 2-F-Bruch einer Hauptkühlmittelleitung auftreten würden.

Für die Sicherheitsanalysen ist nach den RSK-Leitlinien von 1981 anzunehmen, daß zu unterstellende Störfälle unter Nennbetriebsbedingungen beginnen. Bei Leistungsexkursionen wird die Reaktorschnellabschaltung vom Reaktorschutzsystem jedoch erst ausgelöst, wenn die Nennleistung um 10% überschritten ist. Der Reaktor kann deshalb bei Störfallbeginn eine höhere Leistung als die Nennleistung aufweisen.

Die RSK-Leitlinien von 1981 schreiben vor, den maximalen Störfalldruck u. a. unter den folgenden Annahmen zu berechnen:

- Neben dem Energieinhalt des Primärkreises wird die Energie eines Dampferzeugers inclusive dessen Frischdampfleitung bis zur ersten Absperrarmatur im Sicherheitsbehälter freigesetzt. Die Wärmeabgabe des Dampferzeugers an das ausströmende Kühlmittel bzw. die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters ist mit zu berücksichtigen.



- Es ist die ungünstigste Ausströmzeit anzusetzen. Das Volumen der Druckführenden Umschließung und des Sekundärkreises ist wegen der Bauleranzen um 2% größer anzusetzen.
- Wegen der Bauleranzen des Sicherheitsbehälters ist ein Abschlag von 2% beim berücksichtigten Sicherheitsbehältervolumen erforderlich.
- Die Spalt- und Nachzerfallswärme soll das 1,2fache des ANS-Standards betragen.
- Speicherwärme wird im Laufe der Zeit abgegeben.
- Soweit es bei Störfallanalysen nötig erscheint, sind weitere Dampferzeuger und Metall-Wasser-Reaktionen für die Abschätzung der Energiefreisetzung mit heranzuziehen.
- Das thermodynamische Ungleichgewicht von Wasser und Dampf ist konservativ zu berechnen, andernfalls müssen pauschal bis zu einem Auslegungsdruck von ca. 7 bar als Sicherheitszuschlag 0,3 bar angesetzt werden.

Zusätzlich wird für den berechneten maximalen Störfalldruck ein Sicherheitszuschlag von 15% laut RSK-Leitlinien von 1981 <RSK 1981a> veranschlagt <KWU 1985, S.4.2.16-16>.

Der Auslegungsdruck des Containments von KBR beträgt 5,3 bar, die Auslegungstemperatur 145 Grad Celsius <KWU 1985>.

Die Druckprobe wurde bei 6,63 bar und die anschließende Leckratenprüfung bei 0,5 bar Überdruck über dem Auslegungsdruck, also bei 5,8 bar durchgeführt (vgl. atw 8/9 1986, S. 422).

Der Sicherheitsbehälter ist also für den Druckaufbau aufgrund eines beherrschten 2 F-Bruchs ausgelegt; darüberhinausgehende Belastungen sind nicht Auslegungsgrundlage gewesen.



### 3.4 Druckbegrenzungssystem ("Wallmannventil")

#### 3.4.1 Beschreibung

Im Rahmen der öffentlichen Debatte um die Sicherheit bundesdeutscher Atomkraftwerke nach dem Kernschmelzunfall in Tschernobyl erklärte der neu berufene Minister für Reaktorsicherheit, daß aus Gründen der Minimierung des Restrisikos für das Kernschmelzen bei Atomkraftwerken in der Bundesrepublik eine Einrichtung zur Druckbegrenzung im Sicherheitsbehälter installiert werden soll.

Der schleswig-holsteinische Sozialminister forderte daraufhin die Antragsteller für Bau und Betrieb der Anlage Brokdorf auf, zur weiteren Reduzierung des Restrisikos bei KBR interne Notfall-schutzmaßnahmen vorzusehen, die über das Maß der nach § 7 Abs. 2, 3 AtG erforderlichen Schadensvorsorge hinausgehen. Dadurch soll das langfristige Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters bei Kernschmelzen durch "gezielte Druckbegrenzung" verhindert werden, um die technischen wie radiologischen Folgen eines Kernschmelzunfalls zu "begrenzen".

Bei der Konzeption der Einrichtung zur Druckbegrenzung wurde auf das Wasserstoff-Abbausystem zurückgegriffen, weil keine anderen Containmentanschlüsse verfügbar sind. Die Leitungen des Wasserstoffabbausystems - je eine Zu- und eine Ableitung - verlaufen aus dem Containment in das Hilfsanlagegebäude. Die beiden Leitungen sind außerhalb des Containments durch je eine Station von 2 x 2 Ventilen absperr- bzw. offenbar; normaler Zustand ist "geschlossen".



Im Anforderungsfall sollen die Leitungen des Wasserstoffabbau-Systems als Anschluß für das Druckbegrenzungssystem benutzt werden. Dazu sieht das derzeitige Konzept vor <Preußenelektra 1986>, daß die beiden Leitungen in einem Raum des Hilfsanlagen-gebäudes mechanisch abgetrennt werden. Über die verbleibenden Enden wird jeweils ein flexibler Metallschlauch gezogen und mit Rohrstopfbuchsen befestigt. Die beiden Metallschläuche führen durch mehrere Räume des Hilfsanlagengebäudes bis in den Raum vor dem Abluftkamin. Dort werden diese mit den sogenannten Notfall-filtern zur Aerosolabscheidung verbunden. Der Filterausgang wird in den Abluftkamin geführt. Neben der Montage der eigentlichen Filteranlage sind noch eine Reihe von Abdeckblechen in Türen und Durchbrüchen anzubringen, damit bei Leckagen des Systems sich die Kontamination im Hilfsanlagengebäude auf die direkt betroffenen Räume begrenzen läßt.

Die Notfallfilter sind Edelstahl-Metallfaservliese in Stahlgehäusen. Es sollen insgesamt sieben Module bereitgestellt werden. Aus Korrosionsschutzgründen werden sie in Folien eingeschweißt in einer geschützten trockenen Halle vorgehalten. Ihre Rückhalte-wirkung wird vom Gutachter zu 99 % angegeben <TÜV 1986a>.

Der Anschluß an das vorhandene Wasserstoffabbausystem begrenzt die Durchflußkapazität des "Wallmannventils". Begrenzender Faktor ist der mögliche Durchfluß durch die verwendeten beiden Rohr-leitungen und ihre Ventile. Der mögliche Fluß erlaubt lediglich eine Begrenzung des Drucks im Containment auf etwa 7 bar. Eine Druckentlastung, für die ein System mit höherer Durchflußkapa-zität notwendig wäre, ist bei Verwendung der Anschlüsse des Wasserstoffabbausystems nicht möglich. Eine gezielte Druckabgabe bei "günstiger" Wetterlage ist aus dem selben Grund ebenfalls kaum möglich.



Laut Genehmigungsbehörde (siehe 2. TBG, S. 131) müssen vorab keine systemtechnischen Änderungen an der Anlage KBR vorgenommen werden, insbesondere werde auch das Konzept der Anlage dadurch nicht verändert. Die Zuverlässigkeit des Sicherheitsbehälterabschlusses bei Auslegungsstörfällen werde dadurch ebenfalls nicht betroffen.

Sowohl die TÜV-Gutachter (Stellungnahme v. 6.9.1986) als auch die Reaktorsicherheitskommission in ihrer 215. Sitzung am 17.9.1986 haben sich dieser Meinung der Genehmigungsbehörde angeschlossen. So ist in der 2. TBG, S. 131, zu lesen:

"Die atomrechtliche Genehmigungsbehörde kommt daher zu dem Ergebnis, daß die von den Antragstellern aufgezeigte Möglichkeit zur langfristigen Druckbegrenzung des Sicherheitsbehälters nach einem Kernschmelzunfall im Sinne einer kraftwerksinternen Notfallschutzmaßnahme geeignet ist."

Durch eine Vereinbarung zwischen Betreiber und Sozialministerium vom 30.9.1986 haben sich erstere verpflichtet, diese Druckbegrenzungseinrichtung mit Filter vorzuhalten und im gegebenen Fall einzusetzen. Dabei wird die zuständige Landesbehörde bei Eintritt eines Kernschmelzunfalles über den Einsatz "situationsbezogen" entscheiden. Die Druckbegrenzungseinrichtung für KBR ist bisher nicht Bestandteil einer Genehmigung und nach Angaben der Genehmigungsbehörde <Wilfang 1987> auch "nicht als Genehmigungsgegenstand genehmigt."

### 3.4.2 Bewertung der Druckbegrenzungseinrichtung

In die Auslegung der Druckbegrenzungseinrichtung sind implizit eine Reihe von Voraussetzungen eingegangen:



- a) Die Montage des Systems muß zu einem Zeitpunkt erfolgen, bei dem der Kernschmelzvorgang schon seit mehreren Tagen im Gang ist. Sie muß von Hand durch dafür qualifiziertes Personal durchgeführt werden.
- b) Die Montage des Druckbegrenzungssystems erfordert die längere Begehung aller Räume, durch die es verlaufen soll. Zur Montage werden nach Ansicht des TÜVs <TUV 1986a> etwa 15 Personen und 24 Stunden Zeitaufwand benötigt.
- c) Der Auslegung wird ein Szenario des Kernschmelzablaufs zugrunde gelegt, bei dem die Containmentfunktion zu Beginn des Störfalls durch Containmentabschluß in Kraft gesetzt werden kann und diese Funktion nicht durch frühzeitig eintretende Ereignisse wieder zerstört wird; ein Zerstören der Containmentfunktion ohne Einsatz des Druckbegrenzungssystems wird erst durch Überdruckversagen nach mehreren Tagen erreicht. Dieses Szenario entspricht dem sogenannten Niederdruck-Kernschmelzen der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke <GRS 1979>.
- d) Das Druckbegrenzungssystem ist, wie die Dimensionierung zeigt, für die Abscheidung nur geringer Mengen von Aerosolen ausgelegt. Offensichtlich wird davon ausgegangen, daß zum Zeitpunkt des Einsatzes des Druckbegrenzungssystems sich die aus der Kernschmelze freigesetzten flüchtigen Stoffe und Aerosole sich bereits weitgehend an Strukturen innerhalb des Containments abgelagert haben.

zu a)  
Die Autoren haben nach dem Ereignis in Tschernobyl eine ganze Reihe von Gesprächen mit Betriebspersonal verschiedener bundesdeutscher AKW über die Situation der in der havarierten Anlage



während und kurz nach diesem Unfall tätigen Personen geführt. Dabei wurde das Verbleiben des Personals in Tschernobyl auf der Anlage damit erklärt, daß keine Kenntnis über die Strahlenbelastung vorhanden war oder daß das Verbleiben erzwungen wurde. Die Gesprächspartner konnten sich ein freiwilliges Verbleiben bei Kenntnis der Strahlenbelastung nicht vorstellen. In diesen Gesprächen wurde vielfach geäußert, daß die betreffenden Personen genau wie andere Kollegen in einem Fall, bei dem ähnlich hohe radioaktive Strahlung in der Anlage herrscht wie in Tschernobyl, die Flucht ergreifen würden. Ein längerfristiges Verbleiben auf der Anlage komme für sie in einer solchen Situation nicht in Frage.

Daraus ist der Schluß zu ziehen, daß unter den anders gearteten gesellschaftlichen Bedingungen in der BRD bei einem Kernschmelzen zumindest damit zu rechnen ist, daß qualifiziertes Personal die Anlage verläßt und damit auch nicht zur sachgemäßen Installation eines Druckbegrenzungssystems zur Verfügung steht.

zu b)

In den infrage stehenden Anlagenbereichen ist mit hohen Ortsdosisleistungen durch mögliche Oberflächen- und Atmosphärenkontaminationen zu rechnen, die die Begehung mindestens erschweren. Ob ein Aufenthalt in der Länge, wie er zur Montage notwendig ist, unter Einhaltung der Grenzwerte möglich ist, steht in Frage.

zu c)

Das Druckbegrenzungssystem kann nur bei speziellen Abläufen von Kernschmelzen benutzt werden, nicht jedoch für die ganze Palette der theoretisch möglichen Kernschmelzabläufe.



Möglich ist sein Einsatz nur bei Kernschmelzen, bei denen die intakte Containmentfunktion erst durch ein nach mehreren Tagen erfolgendes Überdruckversagen aufgehoben wird. Dies ergibt sich wegen der notwendigen Zeit zur Montage, wegen der zur Entscheidungsfindung bei der Genehmigungsbehörde erforderlichen Zeitspanne von bis zu 24 Stunden und nicht zuletzt wegen der Zeit, die vergehen muß, um die erhoffte Absetzung eines großen Teils der radioaktiven Teilchen aus der Containmentatmosphäre zu ermöglichen.

Diese Abläufe sind jedoch unter Risikoaspekten bei weitem nicht die relevantesten. Relevante Abläufe unter Risikogesichtspunkten sind vor allem solche, bei denen das Containment frühzeitig versagt oder es von vorneherein seine Funktion nicht erfüllen kann.

Bei folgenden Störfallabläufen mit Kernschmelzen kann das Containment seine Funktion von vorneherein nicht erfüllen:

- Versagen des Gebäudeabschlusses. Dies kann sowohl durch Fehler bei der Bildung des Gebäudeabschlußsignals als auch durch Fehler in der Armaturensteuerung bedingt werden, ebenso durch Fehler an den Armaturen in den Durchführungen selbst.
- Kühlmittelverlust über Dampferzeugerheizrohrbrüche. Bei Kernschmelzen aufgrund dieses auslösenden Ereignisses entsteht ein direkter Weg über den Sekundärkreislauf und durch wegen Überdrucks geöffneten Armaturen aus dem Containment heraus.
- Kernschmelzen aufgrund auslegungsüberschreitender Einwirkungen von Außen oder aufgrund direkter massiver kriegerischer Einwirkungen auf das Reaktorgebäude. In diesen Fällen wird das Containment von außen durch dieselbe Einwirkung zerstört, die auch das Kernschmelzen auslöst.



Bei den folgenden Störfallabläufen mit Kernschmelzen kommt es zu einem früheren Versagen der Containmentfunktion:

- Schneller Druckaufbau im Sicherheitsbehälter durch Dampfexplosionen oder Wasserstoffexplosionen. Diese Ereignisse können durch bestimmte Ereignisabläufe bedingt werden. Das Containment kann aufgrund des schnellen Druckaufbaus versagen.
- Direct Heating beim Hochdruckpfad. Aufgrund der Verteilung der Wahrscheinlichkeit verschiedener Kernschmelzabläufe ist der Hochdruckpfad als wahrscheinlicher anzusehen als das Niederdruck-Kernschmelzen. Dies wird dadurch bedingt, daß Transienten und kleine Lecks bei Ausfall der Sicherheitssysteme zu Kernschmelzen bei hohem Primärdruck führen. Aufgrund des Ablaufs unter diesen Bedingungen tritt das "Direct Heating" auf, das zu einem schnelleren Überdruckversagen des Containments führen kann.

Der Auslegung des Filters des Druckbegrenzungssystems sind offensichtlich nur niedrige Beladungen der Containmentatmosphäre zugrundegelegt.

Eine niedrige Beladung der Containmentatmosphäre läßt sich nur aus den im Projekt Nukleare Sicherheit (PNS) des Kernforschungszentrums Karlsruhe entwickelten Hypothesen über die Ablagerung an Containmentstrukturen errechnen. Diese Hypothesen berücksichtigen aber kaum die Verhältnisse, die in einem komplexen Containmentinnenraum nach einer Kernschmelze herrschen.

Neben Ablagerungsprozessen sind nämlich auch Resuspensionsprozesse zu berücksichtigen. Durch die Kernschmelze wird fortwährend Wärme in das Containment eingetragen. Dadurch findet mit dem Wasser ein Kreisprozeß statt: Verdampfen im Bereich der Kernschmel-



ze, Hochsteigen des Wasserdampfes, Kondensieren an relativ kalten Strukturen usw.. Auch wenn dieser Kreislaufprozeß nur von einem Teil des gesamten Wasserinventars durchlaufen wird, führt er zu einer Störung der freien Ablagerung der Aerosole auf Strukturen. Abgelagerte Aerosole können durch Abwascheffekte wieder in den Bereich der Wärmeeinwirkung der Kernschmelze gelangen und von dort wieder in die Atmosphäre transportiert werden. Der Wärmeeintrag im Bereich der Kernschmelze bewirkt zudem eine fortwährende Luftströmung im Containment, die als weiterer Transportmechanismus in Frage kommt.

Die Oberfläche des Schmelzsees kann nicht als glatter Spiegel ausgebildet sein. Vielmehr ist eine bewegte Oberfläche zu unterstellen, insbesondere in Bereichen, wo Kontakt mit Strukturmaterial oder kondensiertem Wasserdampf stattfindet, bedingt durch unterschiedliche Temperaturen. Der Schmelzsee verharnt zudem nicht statisch in seiner Lage, sondern reagiert mit dem Beton weiter. Dadurch kommt es zu einer fortlaufenden Veränderung der Lage des Schmelzsees. Die Schmelze wird außerdem durch aufsteigendes Wasserstoffgas aus der Schmelze-Beton Reaktion bewegt. Beide Effekte führen zu einer erhöhten Aerosolproduktion.

Auch das Zusammenstürzen von Strukturen, die durch die fortschreitende Schmelze-Beton-Wechselwirkung ihre Standfestigkeit verlieren, kann zu einer weiteren Aerosolbildung führen.

Die Hypothesen über die starke Reduzierung von Ablagerungen nehmen auch von chemischen Reaktionen Kredit, durch die relativ flüchtige Spaltprodukte chemisch in relativ weniger flüchtige Verbindungen umgesetzt werden. Beliebt ist dabei vor allem die Bindung von Jod als Cäsiumjodid oder mit dem Silber aus Steuerstäben zu Silberjodid.



Nicht berücksichtigt werden in solchen chemischen Überlegungen die Einwirkungen des Strahlungsfeldes und der Temperatur auf die Stabilität der Verbindungen sowie generell auf die chemische Form, in der die Spaltprodukte vorliegen.

Bei Berücksichtigung aller Effekte ist davon auszugehen, daß in der Containmentatmosphäre auch noch nach mehreren Tagen hohe Spaltproduktmengen gasförmig und in Aerosolform vorliegen. Die Wirksamkeit von Filtern, die auf eine wesentlich geringere Spaltproduktmenge ausgelegt sind, wird sehr bald nach dem Beginn des Ablassens beendet, wenn der Filter soweit beladen ist, daß der Durchbruch beginnt. Unter den gegebenen Bedingungen einer Kernschmelze dürfte die Temperatur in dem näher zum Containment liegenden Entwässerungseinrichtung höher sein als in dem Filter im Kaminfuß. Damit wird es im Filter zu einem Auskondensieren von Wasserdampf kommen müssen, der die Beladungskapazität zusätzlich reduziert.

Zusammenfassend ist festzuhalten, daß das Druckbegrenzungssystem bei einem erheblichen Prozentsatz der möglichen Kategorien von Kernschmelzabläufen nicht wirksam werden kann, weil bei einem sofortigen oder frühen Containmentversagen das System nicht rechtzeitig angebaut werden kann. Immerhin ist zu berücksichtigen, daß die Fälle, die zu "drehbuchgemäßen" Niederdruck-Kernschmelzen führen - nämlich das große und das mittlere Leck - in der DRS nur mit 5% Anteil an der Gesamtkernschmelzhäufigkeit beteiligt sind. Mehrere der möglichen Unfallabläufe mit sofortigem bzw. frühen Containmentversagen sind bei der Erstellung der DRS darüberhinaus überhaupt nicht behandelt worden.



Für die Fälle, in denen das Kernschmelzen "drehbuchgemäß" nach dem Niederdruckpfad abläuft, muß in Frage gestellt werden, inwieweit das Druckbegrenzungssystem infolge der Strahlenbelastung und infolge der psychischen Auswirkungen der Kernschmelze auf das Personal überhaupt installiert werden kann. Die Auslegung des Filters ist nach Hypothesen erfolgt, die in erster Linie zum Herunterrechnen der möglichen Radioaktivitätsfreisetzungen beim einem unterstellten Überdruckversagen nach Niederdruck-Kernschmelzen entwickelt wurden. Die Ergebnisse der Berechnung nach solchen Hypothesen sind auf keine Fall konservativ; sie liegen möglicherweise je nach den realen Verhältnissen um Größenordnungen zu tief. Die Filterwirkung des Systems ist deshalb selbst bei unterstelltem Niederdruck-Kernschmelzen und unterstellter Installation stark in Zweifel zu ziehen.

Aus diesem Grunde ist die Risikominimierung durch den Einsatz des Druckbegrenzungssystems bei einem Kernschmelzunfall in KBR, wie sie von der Genehmigungsbehörde unterstellt wird, nicht gegeben. Der Einsatz des Überdruckventils für eine Druckbegrenzung des Containments von KBR bei einem Kernschmelzunfall ist eher eine Reaktion des Bundesumweltministers auf die Beunruhigung der Bevölkerung nach dem Tschernobyl-Unfall als eine technisch geeignete Maßnahme, das "Restrisiko" bezüglich der Auswirkungen einer Kernschmelze zu reduzieren.



### 3.5 Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen

#### 3.5.1 Einleitung

Seit Anfang der siebziger Jahre hat die Firma KWU in Zusammenarbeit mit Reaktorbetreibern Experimente mit Hochabbrand-Brennstäben und -elementen durchgeführt und solche Elemente in mehreren bundesdeutschen Druckwasserreaktoren eingesetzt. Zweck des Einsatzes der Hochabbrand-Brennelemente ist nach <Holzer 1983> vor allem die Minimierung der Kosten in jenen Teilen des Brennstoffkreislaufes, die im weitesten Sinne der "Entsorgung" zuzurechnen sind. Die Entwicklung der Kostensituation hat zu einem starken wirtschaftlichen Anreiz geführt, die mittleren Entladeabbrände der eingesetzten Brennelemente von ca. 33.000 MWd/t U auf 40.000 MWd/t U oder darüber zu erhöhen.

Mit dem Einsatz der Hochabbrand-Brennelemente sind andere Brennelement-Beladestrategien, der Übergang zu verlängerten Betriebszyklen und der Übergang zu höheren Brennelementabbränden verbunden. Außerdem gibt es Bestrebungen zur Kombination von Hochabbrand-Brennelementen mit dem Einsatz von MOX-Brennelementen; dies wurde z.B. bei KBR für die Folgekerne vom Konzept her genehmigt.



3.5.2 Erstkern

Die Zykluslänge des Erstkerns soll 470 Vollasttage betragen. Aus Tabelle II.5 ist ersichtlich, wie die Erstkernkonzeption seit 1974 geändert wurde. Anstelle der Normalbrennelemente mit einer Urananreicherung von maximal 3,2% sind derzeit Hochabbrand-Brennelemente mit maximal 3,5% Urananreicherung eingesetzt.

Tabelle II.5: Erstkernauslegung nach Sicherheitsberichten und Genehmigungen

Quelle	SB von 1974	1. TBG v. 1985	2. TBG v. 1986
	Zahl Anr.*	Zahl Anr.	Zahl Anr.
Brennelemente	69 1,9	68 2,1	69 2,1
	68 2,5	68 2,8	68 2,8
	56 3,2	56 3,5	54 3,5
Mittl. Anreicherung	2,49	2,7	2,7

Zykluslänge des  
Erstkerns 360 VLT 470 VLT 470 VLT

\* Anr.=Anreicherung von U 235 in Gewichts-%; VLT= Vollasttage.



Nur die Erstbeladung eines Reaktorkerns besteht ausschließlich aus neuen Brennelementen. Die eingesetzten Brennelemente müssen aus Reaktivitätsgründen mit einer abgestuften U-235-Anreicherung versehen werden. Von den 193 in KBR eingesetzten Brennelementen haben 69 Brennelemente eine Urananfanganreicherung von 2,1%, 68 eine solche von 2,8% und 54 Brennelemente eine von 3,5% U-235. Ein Ziel der Beladestrategie des Erstkerns war es, eine möglichst günstige Leistungsdichtevertelung, die notwendige Reaktivität und den gewünschten Zielabbrand für alle Elemente zu erreichen. Später wird bei jedem Brennelementwechsel eine Teilladung des Kerns durch neue Brennelemente ersetzt. Die verbleibenden Brennelemente werden nach einem Brennelemente-Umsetzplan wieder in den Reaktor eingesetzt.

Nach drei oder vier Zyklen wird dann, je nach Brennelement-Umsetzplan und Beladestrategie, ein Gleichgewichtskern erreicht, bei dem je ein Drittel der Brennelemente in etwa die gleiche Urananreicherung und den gleichen durchschnittlichen Abbrand hat.

...

Erstkerneln	380 VIT	470 VIT	470 VIT

\* Anr.-Anreicherung von U 235 in Gewichts-%; VIT=Vollstättige



### 3.5.3 Auswirkungen

#### 3.5.3.1 Inventar und Nachwärmeleistung

Durch den Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen ändern sich relevante Parameter der neutronenphysikalischen und thermodynamischen Kernausslegung.

Die Überschubreaktivität des Erstkerns und der Folgekerne ist in Relation zum Erstkern des Sicherheitsberichtes von 1974 höher.

Durch die höhere Anreicherung besitzt der Reaktor eine größere Überschubreaktivität am Anfang eines Zyklus. Um diese zu kompensieren, werden abbrennbare Neutronengifte wie Gadolinium bei der Herstellung in das Brennelement eingebracht. Die mit Gadolinium versetzten Brennstäbe enthalten über ihre ganze Länge eine Urananreicherung von 0,71% U 235 (Natururan). Während des ersten Einsatzzyklus wird die Anlage KBR mit einer Borkonzentration von 1061 ppm (Zyklusanfang) bis 0 ppm (Zyklusende) gefahren. Die Abschaltreaktivität wird über den Zyklus gemittelt dadurch geringer.

Eng verknüpft mit dem maximalen Brennelementabbrand und mit der Urananreicherung sind Inventaränderungen in einzelnen Brennelementen wie auch im gesamten Kerninventar. Dies hat folgende

Ursache: Während der Einsatzzeit im Reaktor treten durch die Neutroneneinwirkung verschiedene Veränderungen des Brennstoffs auf. Der Spaltstoff wird verbraucht und die Anfangskonzentration wird allmählich abgebaut. Durch die Erzeugung von Plutonium, z.B.



Pu-239 und Pu-241, wird neuer Spaltstoff aufgebaut. Ferner werden nichtspaltbare Transurane erzeugt und im Brennstoff sammeln sich Spaltprodukte an.

In Hochabbrand-Brennelementen entstehen kumuliert über die gesamte Einsatzzeit mehr Spaltprodukte als in Normalbrennelementen.

Diese Spaltprodukte liegen auch in einer anderen Isotopenverteilung vor. Neben dem Entstehen der Spaltprodukte aus der Uranspaltung spielt der Plutoniumaufbau im Brennstoff mit zunehmender Einsatzzeit eine Rolle. Durch die zunehmende Plutoniumspaltung ändert sich die Massenverteilung der Spaltprodukte und das Aktivitätsinventar bestimmter Spaltprodukte steigt an.

So ergibt sich aufgrund der Erhöhung des mittleren Abbrandes bei einem Brennelement eines typischen DWR mit einer Anfangsanreicherung von 3,5% U 235 auf 40.000 MWd/t U eine Zunahme des Inventars von Jod 129 um 23%, bei Cäsium 134 um 34%, bei Cäsium 136 um 24%, bei Cäsium 137 um 21%. Die Zunahme von Strontium 90 liegt bei 18%; die von Plutonium 238 bei 54%, stets verglichen mit einem Abbrand von 33.000 MWd/t U. Das Inventar gerade der Isotope nimmt erheblich zu, die bei Freisetzungen aus dem Containment nach einem Unfall für die Strahlenbelastung eine Rolle spielen. Einzige Ausnahme ist Jod 131. Auch das Aktinideninventar erfährt eine weit überproportionale Zunahme. Bei einer Erhöhung des Abbrandes über 40.000 MWd/t U erfolgt eine weitere Zunahme der bei Freisetzungen bedeutsamen Isotope. Dies ist aus Tabelle II.6 ersichtlich.



Es werden auch mit erhöhtem Abbrand die Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung eingehalten. Die bei möglichen Zwischenfällen freigesetzte Radioaktivitätsmenge wird jedoch erhöht sein, so daß faktisch eine Verschlechterung des Schutzes der Bevölkerung eintritt.

In der Tabelle II.6 ist eine Auswahl wichtiger Nuklide und ihr radioaktives Inventar zusammengestellt. Zugrundegelegt wurden dabei die typischen Anreicherungen des Erstkerns von KBR. Hierbei zeigt sich deutlich die Erhöhung der unter radiologischen Gesichtspunkten relevanten Isotope, besonders beim Übergang zu einer maximalen Brennelement-Anreicherung von 3,5% und einem mittleren Brennelement-Maximalabbrand von 45.000 MWd/t.

Relevante Inventaränderungen sind auch mit der - bereits konzeptionell genehmigten - Erhöhung der Urananreicherung auf 4,0% für die KBR-Folgekerne verbunden. In der Untersuchung des TÜV Norddeutschland zu Ereignisabläufen mit Kernschmelzen und Aktivitätsfreisetzungen <TÜV 1986> wurde eine Inventarrechnung für KBR vorgenommen. Bezüglich des Inventars schreiben die Autoren <TÜV 1986, S.2-6>:

"Der Abbrandzustand bestimmt sowohl das Aktivitätsinventar als auch die Höhe der Nachzerfallswärme."

Unter Kapitel 2.3.1 jedoch wird KBR mit der Referenzanlage der Deutschen Risikostudie Biblis B verglichen <TÜV 1986, S.2-8>:

"Brennstoffanreicherung, Hüllrohrmaterial, Kernmasse und auch Leistungsdichte sind mit der Referenzanlage gleichzusetzen."



Dies trifft nicht zu, da die Urananreicherung von U-235 im Brennstoff schon beim Erstkern von KBR über der von Biblis B liegt. In Biblis B wurden bislang keine Hochabbrand-Brennelemente eingesetzt. In der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 6 <GRS 1979, Fachband 6, S. 8 ff.>, wird für die Referenzanlage Biblis B von einer maximalen U-235-Anreicherung von 3,1% ausgegangen. Bei der Berechnung des Kerninventars wird als Maximalabbrand für einen Parametersatz 33.500 MWd/t Uran angenommen. Dies stellt laut GRS das maximale Kerninventar dar, das am Ende einer Betriebsperiode erreicht wird. Je ein Drittel der Brennelemente hat einen durchschnittlichen mittleren Abbrand von 10.000 MWd/t, von 19.600 bzw. von 33.500 MWd/t U. Bei Folgekernen wird sich der Abbrandzustand und die Urananreicherung von KBR noch deutlicher von Biblis B unterscheiden. Auch das Kerninventar eines KBR Gleichgewichtskerns mit den konzeptionell genehmigten Hochabbrand-Brennelementen mit einer U-235-Anreicherung von 4,0% wird höher liegen als das von Biblis B.

Im Gegensatz zum TÜV waren der Preußenelektra die Folgen eines erhöhten Aktivitätsinventars im Reaktorkern noch 1986 wichtig genug, den Maximalabbrand bei Hochabbrand-Brennelementen im KKW Grohnde zu begrenzen.

Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren zum Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen in den Druckwasserreaktor Grohnde erklärte der Vertreter der Preußenelektra, Dr. Bröcker, auf dem Erörterungstermin am 18. Februar 1986:



"Zur Berechnung der radiologischen Werte sind wir aber auch heute schon von den höheren Abbränden ausgegangen, weil dies in der Radiologie ungünstigere Werte liefert ... Dazu sind wir eingrenzend von den 45 MWd/kg ausgegangen." <NMB 1986b, S. 15>.

Der Antrag der Preußenelektra, den Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen "nur" bis zu einem Maximalabbrand von 45.000 MWd/t im Atomkraftwerk Grohnde genehmigen zu lassen, wurde dadurch begründet, daß aufgrund der Änderungen im Aktivitätsinventar mit höheren radiologischen Werten zu rechnen sei. Deshalb wurde ein Maximalabbrand von 45.000 MWd/t beantragt.

Eine Inventarerhöhung zeigt sich auch bei der Gegenüberstellung des Aktivitätsinventars von KBR für spezielle Spaltprodukte, wie einerseits vom TÜV errechnet <TÜV 1986, S.2-22, 2-23> und wie sie andererseits im Sicherheitsbericht von 1985 ausgewiesen sind <KWU 1985, Tabelle 4.3/4>. Die Gegenüberstellung der unterschiedlichen Aktivitätsinventare ist aus Tabelle II.7 ersichtlich.

Gegenübergestellt werden einerseits die aus dem Sicherheitsbericht <KWU 1985> (S.4.3-6) entnommenen Werte für 10% des Kerninventars und andererseits die Werte, die sich aus dem Gutachten des TÜV Norddeutschland <TÜV 1985> errechnen. Für die Berechnung wurde das in Tabelle 2-4 des Gutachtens angegebene Standardinventar mit dem Normierungsfaktor 1,01 für KBR multipliziert, wie dies auf Seite 2-19 gefordert wird. Aus Gründen der besseren Vergleichbarkeit wurde auf 10% umgerechnet, wie dies auch beim Inventar des Sicherheitsberichts wegen der Schadensrate der Brennstäbe von 10% eingesetzt wurde.



Zur Berechnung des Aktivitätsinventars im Reaktorkern bei einem Störfall wurde im Sicherheitsbericht <KWU 1985, S.4.3-6> von einem Abbrand von 50 MWd/kg Uran für die beschädigten Brennstäbe ausgegangen.

Aus der Tabelle ergibt sich, daß die für Freisetzungs- und radiologische Betrachtungen wichtigen Isotope wie Jod 131, Jod 132, Cäsium 134 und Cäsium 137, ferner Strontium 90 Differenzen - z.T. erhebliche - aufweisen.

höheren radioaktiven Werten zu rechnen sei. Deshalb wurde ein Maximumwert von 50 MWd/kg Uran für die Freisetzung von

ausgewählt. Der Wert von 50 MWd/kg Uran ist ein

Einflussfaktor, der die Freisetzung von Radionuklid

andererseits im Sicherheitsbericht von 1985 ausgewiesen sind <KWU

1985, Tabelle 4.3.1> die Gegenüberstellung der unterschiedlichen

Aktivitätsinventare ist aus Tabelle II.7 ersichtlich.

Gegenübergestellt werden einerseits die aus dem Sicherheitsbericht

richtig <KWU 1985> (S.4.3-6) ermittelten Werte für 10% des Kerninventars

und andererseits die Werte, die sich aus dem Gutachten

des TÜV Norddeutschland <TUV 1985> errechnen. Für die Berechnung



Tab. II.6 Inventar radiologisch bedeutsamer Nuklide in typischen DWR-Brennelementen bei verschiedenen Abbränden und

Uran-Anfangsanreicherungen nach <Kirchner 1985>

(dort nicht aufgelistete Nuklide nach <Kirchner 1987>)

Nuklid	spezifische Aktivität in Ci/t bei Abbrand von			Inventaränderung bei	
	33 Gwd/t	40 Gwd/t	45 Gwd/t	40 zu 33 Gwd/t in %	45 zu 33 Gwd/t in %
Kr-85	9,28E+3	1,08E+4	1,17E+4	16	26
Rb-86	6,90E+2	7,76E+2	8,81E+2	16	29
Sr-90	7,35E+4	8,66E+4	9,42E+4	18	28
Y-90	7,66E+4	9,03E+4	9,85E+4	18	29
Ru-106	5,52E+5	6,29E+5	6,99E+5	14	27
Rh-105	7,60E+5	7,64E+5	7,87E+5	3	6
Sb-124	4,42E+2	5,28E+2	6,10E+2	23	42
Sb-125	9,76E+3	1,17E+4	1,33E+4	20	36
Te-127m	1,33E+4	1,41E+4	1,48E+4	6	11
J-129	3,33E-2	4,03E-2	4,66E-2	23	43
J-131	1,00E+6	1,00E+6	1,01E+6	0	1
Xe-135	5,06E+5	5,46E+5	5,25E+5	2	-1
Cs-134	1,60E+5	2,15E+5	2,60E+5	34	63
Cs-136	8,44E+4	1,06E+5	1,19E+5	24	40
Cs-137	1,06E+5	1,28E+5	1,44E+5	21	36
Ce-144	1,20E+6	1,24E+6	1,25E+6	3	4
Pr-144	1,21E+6	1,25E+6	1,26E+6	3	4
Nd-147	6,92E+5	6,99E+5	7,05E+5	1	2
Pu-238	2,57E+3	3,95E+3	5,11E+3	54	99
Pu-239	3,93E+2	4,14E+2	4,12E+2	5	5
Pu-240	5,08E+2	5,73E+2	6,24E+2	13	23
Pu-241	1,54E+5	1,80E+5	1,95E+5	17	27
Am-241	1,36E+2	1,78E+2	2,03E+2	31	49
Am-242	8,91E+4	1,15E+5	1,35E+5	29	52
Am-244	1,27E+5	1,73E+5	2,49E+5	58	127



Abb. II.8 Prozentuale Änderung der Invenatr bei Hochabbrand für einzelne Radionuklide bei verschiedenen Abbränden und Uran-Anfangsanreicherungen nach Tabelle II.6

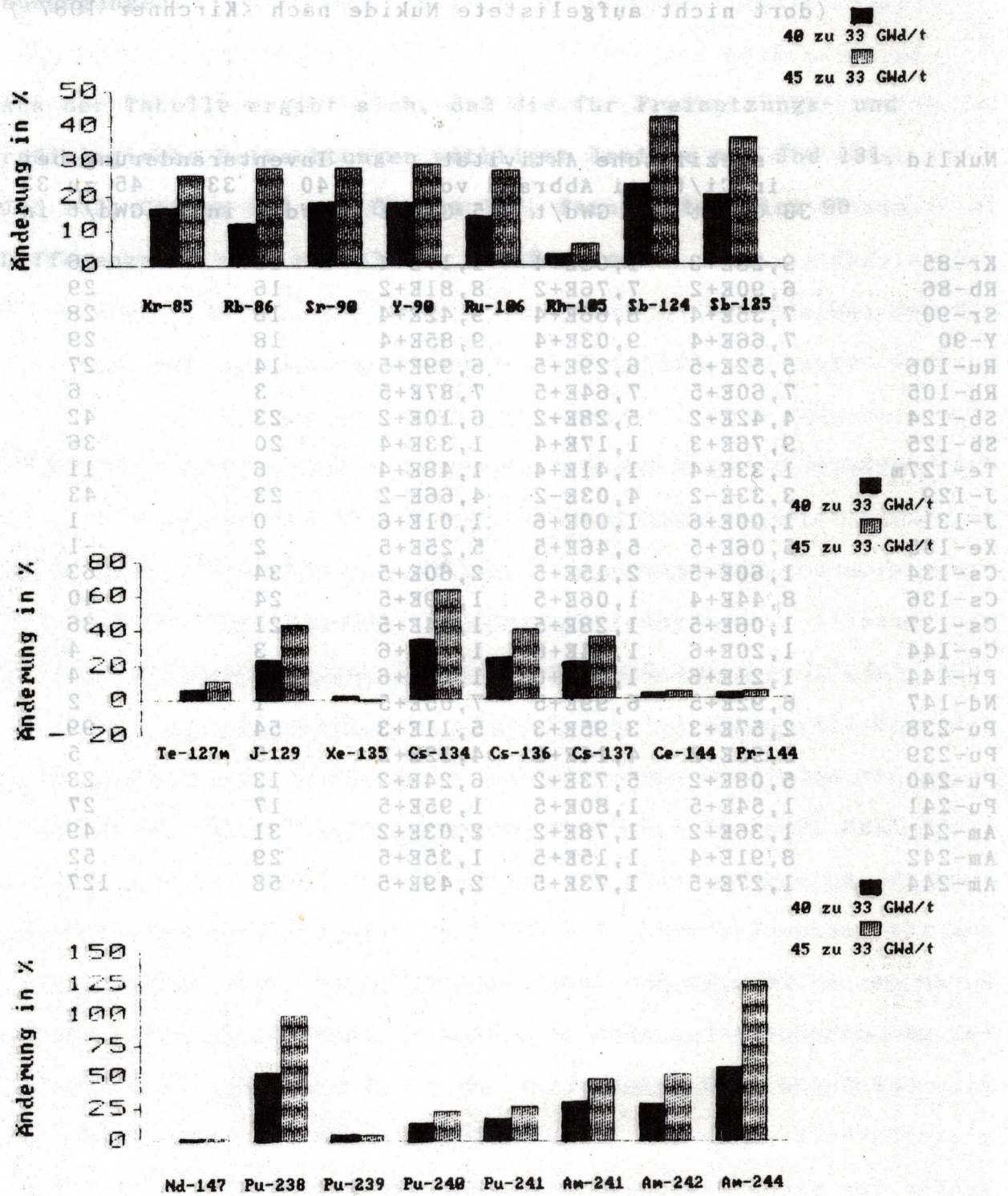




Tabelle II.7

Vergleich des Aktivitätsinventars im KBR-Reaktorkern nach Angaben des TÜV <TÜV 1985> und des Sicherheitsberichtes <KWU 1985> für 10% der Brennstäbe. Kerninventar zum Zeitpunkt des Störfalleintritts für ausgewählte Spaltprodukte. (Angaben in Curie)

A: Standardinventar nach <TÜV 1985>

B: Standardinventar nach <TÜV 1985>, multipliziert mit 1,01

C: 10% von B

D: 10% des Gesamtinventars nach <KWU 1985>

E: Differenz in % zwischen C und D

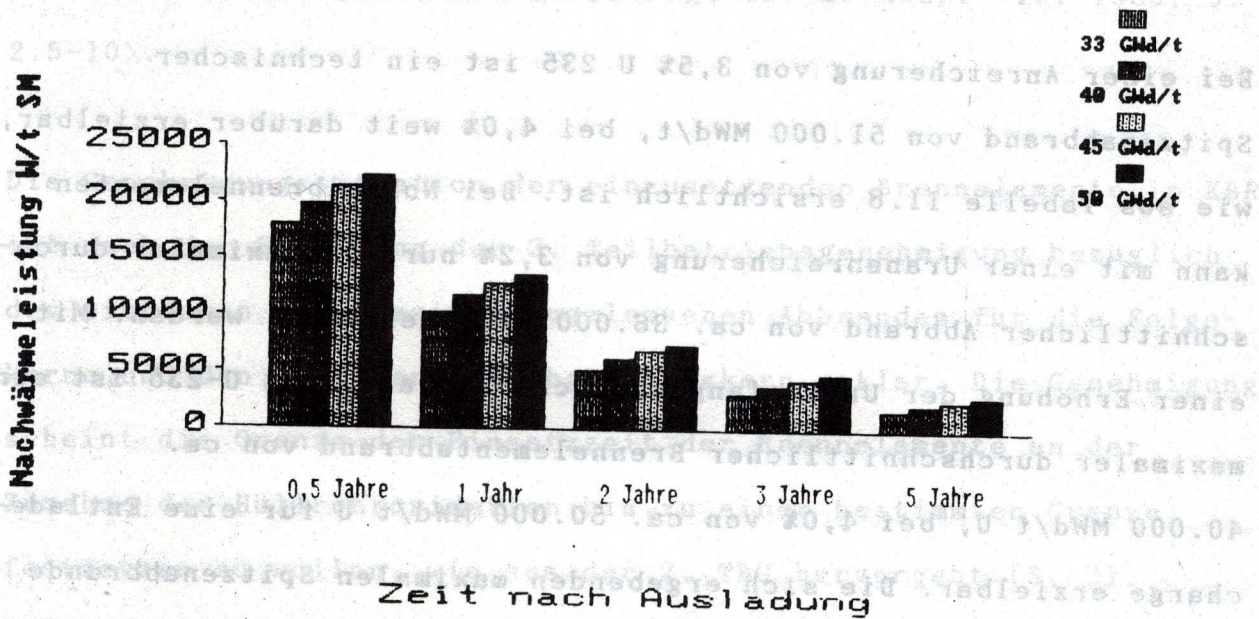
Isotop	A	B	C	D	E
Kr-85m	2,80E+7	2,83E+7	2,83E+6	2,25E+6	-20
Kr-85	7,60E+5	7,68E+5	7,68E+4	1,41E+5	84
Kr-87	5,40E+7	5,45E+7	5,45E+6	4,02E+6	-26
Kr-88	7,60E+7	7,68E+7	7,68E+6	5,76E+6	-25
Xe-133	2,10E+8	2,12E+8	2,12E+7	2,03E+7	-4
Xe-135	4,60E+7	4,65E+7	4,65E+6	3,88E+6	-16
Xe-138	1,70E+8	1,72E+8	1,72E+7	1,57E+7	-9
Sr-89	1,00E+8	1,01E+8	1,01E+7	7,99E+6	-21
Sr-90	5,90E+6	5,96E+6	5,96E+5	1,13E+6	90
Sr-91	1,30E+8	1,31E+8	1,31E+7	k. A.	
I-129	2,30E+0	2,32E+0	2,32E-1	k. A.	
I-131	9,90E+7	1,00E+8	1,00E+7	1,03E+7	3
I-132	1,40E+8	1,41E+8	1,41E+7	1,48E+7	5
I-133	2,00E+8	2,02E+8	2,02E+7	2,02E+7	0
I-134	2,30E+8	2,32E+8	2,32E+7	2,15E+7	-7
I-135	1,90E+8	1,92E+8	1,92E+7	1,87E+7	-3
Cs-134	9,60E+6	9,70E+6	9,70E+5	2,87E+6	196
Cs-136	3,60E+6	3,64E+6	3,64E+5	k. A.	
Cs-137	7,90E+6	7,98E+6	7,98E+5	1,65E+6	107
Cs-138	1,90E+8	1,92E+8	1,92E+7	k. A.	







Abb. II.10 Nachwärme in Abhängigkeit vom Abbrand nach  
 <Kirchner 1985>



Auch die Nachwärmeleistung der aus dem Reaktor entladenen Hochabbrand-Brennelemente ist höher als die von Normalbrennelementen mit niedrigerer Anreicherung und niedrigerem Abbrand. Dies ergibt sich der Abbildung II.10. Die erhöhte Nachwärmeleistung ist bei der Lagerung der Hochabbrand-Brennelemente im Kompaktlager von KBR, bei einer Wiederaufarbeitung und bei der Endlagerung von Gewicht, da wegen der höheren Nachwärme die Wärmeabfuhr bei der Auslegung berücksichtigt werden muß.



3.5.3.2 Maximalabbrand und Entsorgung

Bei einer Anreicherung von 3,5% U 235 ist ein technischer Spitzenabbrand von 51.000 MWd/t, bei 4,0% weit darüber erzielbar, wie aus Tabelle II.8 ersichtlich ist. Bei Normalbrennelementen kann mit einer Urananreicherung von 3,2% nur ein maximaler durchschnittlicher Abbrand von ca. 36.000 MWd/t erreicht werden. Mit einer Erhöhung der Urananfanganreicherung auf 3,5% U-235 ist ein maximaler durchschnittlicher Brennelementabbrand von ca. 40.000 MWd/t U, bei 4,0% von ca. 50.000 MWd/t U für eine Entladung erzielbar. Die sich ergebenden maximalen Spitzenabbrände für den KBR-Erstkern liegen nach Angaben des TÜV bei 51.300 MWd/t ohne Gadoliniumzusatz. Mit Gadoliniumzusatz in den Brennelementen ist ein maximaler Brennstababbrand von ca. 47.000 MWd/t U erreichbar.

Tabelle II.8: Maximaler Abbrand bei einer Anreicherung von 3,5% U 235 (Quelle: <TÜV 1985>, S. 2.4-5)

	Brennelement	
	ohne	mit
	Gadolinium	
Maximaler lokaler Abbrand in einem Brennstab	61.400	55.800
Maximaler Brennstab-Abbrand	51.300	47.000



Für eine Zykluslänge von 470 Vollasttagen wurde von der Firma KWU ein mittlerer Kernabbrand von 17,1 MWd/t U errechnet, der maximale Brennelement-Abbrand beträgt ca. 20 MWd/t <TÜV 1985, S. 2.5-10>.

Die Genehmigungssituation der einzusetzenden Brennelemente in KBR ist nach der Erteilung der 2. Teilbetriebsgenehmigung bezüglich des mittleren oder maximal zugelassenen Abbrandes für die Folgekerne und den späteren Gleichgewichtskern unklar. Die Genehmigung scheint die Grenze der Einsatzzeit der Brennelemente an der Zunahme der Hüllrohroxidation bis zu einer bestimmten Grenze festsetzen zu wollen, wie aus der 2. TBG hervorgeht (S. 21, "Auflagen zu Folgekernen"). Jedoch wird für die Oxidschichtdicke kein Begrenzungskriterium festgelegt, da nach Auflage 2.2 der 2. TBG bei Überschreiten der umfangsgemittelten Oxidschichtdicke von 70 Mikrometer in einem Betriebszyklus nur ein Bericht über vorliegende Erfahrungen mit dem Anwachsen der Oxidschicht vorgelegt werden muß.

Ein solcher Genehmigungszustand ist bislang in der Bundesrepublik einmalig, da bei allen anderen Genehmigungen für Hochabbrand-Brennelemente von den jeweiligen Genehmigungsbehörden definitive Abbrandgrenzen festgelegt wurden; so z.B. für den Druckwasserreaktor Biblis B oder für Grohnde.

In der - nicht rechtskräftigen - Genehmigung zu Biblis B führt der Hessische Minister für Wirtschaft und Technik über die Begrenzung des Maximalabbrandes bei Hochabbrand-Brennelementen aus:



"E. Ermessensausübung...  
 RWE kann z.Z. jedoch entsprechende Entsorgungsmöglichkeiten  
 noch nicht nachweisen. Ich habe deshalb den zulässigen  
 Abbrand auf den bisher genehmigten Wert von 40.000 MWd/t  
 begrenzt. Hierfür ist die Entsorgung verbindlich gesichert."  
 <HMWT 1983, S.8>

Für einen Abbrand über 40.000 MWd/t U gibt es auch derzeit keine  
 Entsorgungsmöglichkeiten und -nachweise. Die französische Wieder-  
 aufarbeitungsanlage in La Hague, die von der Firma COGEMA betrie-  
 ben wird, nimmt abgebrannte Brennelemente nur bis zu einem maxi-  
 malen Abbrand von 40.000 MWd/t U an. Die Entsorgung der Hochab-  
 brandbrennelemente in KBR ist demnach bei einem Abbrand über  
 40.000 MWd/t nicht gesichert.

Auf dem atomrechtlichen Erörterungstermin zum Einsatz von Hoch-  
 abbrand- und MOX-Brennelementen im KKW Grohnde mußte die  
 Preußenelektra zugestehen, daß sie keine rechtsverbindlichen  
 Verträge zur Entsorgung von Hochabbrand- und MOX-Brennelementen  
 mit einem Abbrand über 40.000 MWd/t U abgeschlossen hat  
 <NMB 1986, S. 202 ff.>.

Dasselbe gilt auch für KBR: derzeit kann die Preußenelektra keine  
 rechtsgültigen Verträge über die Aufarbeitung von Hochabbrand-  
 und MOX-Brennelementen mit einem Abbrand über 40.000 MWd/t U mit  
 der Firma COGEMA vorlegen, von eventuell einzelnen Test-Brenn-  
 elementen abgesehen. In der 2. Teilbetriebsgenehmigung wird zur  
 Frage der Entsorgung ausgeführt (2. TBG., S. 125 f):

"Die Brennelemente aus dem Kernkraftwerk Brokdorf sollen in  
 der Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf aufgearbeitet  
 werden. Voraussetzung für die Wiederaufarbeitung in dieser



Anlage ist u. a. eine etwa siebenjährige Abkühlzeit. Bei der im Kernkraftwerk Brokdorf vorhandenen Lagerkapazität können diese Voraussetzungen erfüllt werden."

Für die geplante Wiederaufarbeitungsanlage, die die Hochabbrand- und MOX-Brennelemente aus KBR wiederaufarbeiten soll, liegen derzeit zwar Unterlagen zu Standort, Konzept und Errichtung der Anlage vor. Die Unterlagen - soweit sie sich auf die eigentliche WAA beziehen - sollen aber weitgehend zurückgezogen werden, wie die DWK im Februar 1987 mitteilte <DWK 1987>. Im übrigen sind die bisher vorgelegten Unterlagen, gemessen an den in anderen atomrechtlichen Genehmigungsverfahren üblichen Standards, nicht genehmigungsfähig. Unabhängig davon kann bei den Erfahrungen mit Planungen und Genehmigungsverfahren erst dann von einem Zurverfügungstehen ausgegangen werden, wenn die WAA Wackersdorf betriebsfähig ist. Nicht gelöst bleibt trotzdem das Problem der Entsorgung einer solchen WAA.

Eine weitere Wiederaufarbeitungsmöglichkeit sieht die Preußen- Elektra als Rechtsnachfolgerin der NWK in dem zwischen NWK und der British Nuclear Fuel Limited (BNFL) geschlossenen Vertrag über die Wiederaufarbeitung von 65 t Uran ("Service Agreement" vom 6.5.1980). Dieser Vertrag wurde durch das ergänzende "Second Agreement" mit Datum vom 1.9.1980 auf eine wiederaufzuarbeitende Brennstoffmenge von 149 t Uran erhöht. Vertraglich zugesichert jedoch ist derzeit laut der 2. TBG (S.126) nur die Wiederaufarbeitung von ca. 65 t Uran durch die BNFL, was etwa zwei Jahresentlademengen entspricht. Aber auch die BNFL kann keine Hochabbrand- und MOX-Brennelemente mit einem Abbrand über 40.000 MWd/t U entsorgen.



Von daher ist eine reale Entsorgungsvorsorge für die Hochabbrand- und MOX-Brennelemente aus der Anlage KBR bei deren Einsatz nicht gegeben.

Auch aus radiologischen Gründen wurde bisher der Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen bezüglich des Spitzenabbrandes begrenzt, auch wenn dies nicht explizit in Genehmigungen vermerkt wurde. Ein Beleg dafür ist der Antrag der Preußenelektra zum Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen im KKW Grohnde.

Der Antrag der Preußenelektra, den Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen "nur" bis zu einem Maximalabbrand von 45.000 MWd/t im Atomkraftwerk Grohnde genehmigen zu lassen, wurde mit den Änderungen im Aktivitätsinventar und mit höheren radiologischen Werten begründet. Deshalb wurde ein Maximalabbrand von 45.000 MWd/t beantragt. In der Genehmigung zum Einsatz von Hochabbrand- und MOX-Brennelementen im KKW Grohnde wird ebenfalls ein maximaler mittlerer Entladeabbrand festgelegt (NMB 1986, S.71):

"Durch die Anreicherungserhöhung kann der über alle entladenen Brennelemente gemittelte Abbrand (mittlerer Entladeabbrand), der bisher 34 MWd/kg Schwermetall (SM) betrug, erhöht werden, wobei ein mittlerer Entladeabbrand von 45 MWd/kg SM nicht überschritten werden darf."

Zur Begründung ist im nächsten Absatz ausgeführt:

"Der von den Antragstellerinnen genannte mittlere Entladeabbrand von 45 MWd/kg SM stimmt mit den Randbedingungen überein, die der Berechnung der Nachzerfallsleistung und der radiologischen Auswirkungen von Störfällen zugrundegelegt werden."



Bei KBR jedoch scheint die Definition des maximalen Zielabbrandes im Ermessen des Betreibers zu liegen. Aus einem Besprechungsbericht der Firma KWU mit der Genehmigungsbehörde geht hervor, daß der Betreiber von KBR eine bisher in der Bundesrepublik nicht genehmigte Erhöhung des Spitzenabbrandes von über 50.000 MWd/t anstrebt. So wird für KBR angestrebt:

"Einsatz von MOX-Brennelementen,

Erhöhung der Nachladeanreicherung von 3,5% auf 4%,

Erhöhung des Spitzen-Abbrandes über 50 MWd/kg hinaus,

und Einführung der low-leakage-Beladung." <KWU 1984 b, S.4>

Durch den Einsatz von Hochabbrand-Brennelementen in KBR verändern sich bei Normalbetrieb wie auch bei Störfällen eine Reihe wichtiger Parameter in sicherheitsvermindernder Richtung. Auch ist die Entsorgung der eingesetzten Brennelemente derzeit nicht gesichert. Mit dem von der KWU angestrebten Spitzenabbrand von über 50.000 MWd/t U ergeben sich eine weitere Reihe von Problemen, wie z.B. die Zunahme der Hüllrohroxidation oder des Spaltgasinnendruckes in den Hüllrohren. Auch damit wäre eine Sicherheitsverminderung von KBR bei Normalbetrieb und bei Störfällen verbunden.



3.6 Störfälle in der Anlage KBR

Wie in jedem anderen Kernkraftwerk auch ereigneten sich bei KBR bei Errichtung und bisherigem Betrieb einige Störfälle und "besondere Vorkommnisse". Seit 1977 veröffentlicht der Bundesminister des Inneren regelmäßig jedes Jahr eine Zusammenfassung der besonderen Vorkommnisse in Form von kurzen Ein- Zeilenkommentaren.

Die vom Bundesinnenminister veröffentlichten besonderen Vorkommnisse bei KBR für 1985 werden in Tabelle II.9 wiedergegeben.

Tab. II.9 Vorkommnisse bei KBR 1985

Kategorie	Datum	Text
V	17.10.85	Störung an der Dämpfungseinrichtung einer Rückschlagklappe im nuklearen Zwischenkühlsystem
V	30.10.85	Schaden an Einspritzpumpe eines Notstromdiesels
V	7.11.85	Startversagen eines Notstromdiesels bei einem Test



Für das Jahr 1986 wurden nach einer inzwischen von PreußenElektra bestätigten Meldung des "Spiegel" 13 besondere Vorkommnisse gemeldet. Eine genauere Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung ist erst nach Vorlage der zugehörigen Protokolle möglich.

Wählt, da er als relativ wahrscheinlich angesehen wird. ...  
Kernschmelze im Kernreaktor, die sich vom Reaktor nach außen ...  
dadurch, dass sich im Reaktor ein Kernschmelze ereignet ...  
folgt, wobei die Reaktorleistung auf einen bestimmten ...  
Ereignisse abgebildet werden.

Zur weiteren Abklärung der Reaktorleistung und ...  
Auswirkungen auf die Reaktorleistung ...  
Kernschmelze im Reaktor ...  
nicht abhängig von den Reaktorleistung ...  
auf die Durchführung von Reaktorleistung ...  
auch, auf die Reaktorleistung ...  
Reaktorleistung ...  
Wirkung ...  
Reaktorleistung ...  
"Notstromfall". Prinzipiell sind Reaktorleistung ...  
für Kernleistung, jedoch sind die Reaktorleistung ...  
und die Reaktorleistung ...  
berücksichtigt werden, dass Reaktorleistung ...  
dies ist Reaktorleistung ...  
werden nach den verschiedenen Möglichkeiten des ...  
versagens ...  
Wirkung ...