

KfK 3366
März 1983

Kritische Bewertung der Literatur zu hohen Energiefreisetzen bei hypothetischen Störfällen in natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren

E. A. Fischer, R. Fröhlich, G. Heusener,
H. Jacobs, W. Maschek, P. Royl

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
Institut für Reaktorentwicklung
Projekt Schneller Brüter

Kernforschungszentrum Karlsruhe

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

Institut für Reaktorentwicklung

Projekt Schneller Brüter

KfK 3366

Kritische Bewertung der Literatur zu hohen Energiefreisetzen
bei hypothetischen Störfällen in natriumgekühlten schnellen

Brutreaktoren

E.A. Fischer, R.Fröhlich, G.Heusener, H. Jacobs,
W.Maschek, P.Royl

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

Als Manuskript vervielfältigt
Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
ISSN 0303-4003

Zusammenfassung

Auf Wunsch der Enquete-Kommission des Deutschen Bundestages zur zukünftigen Kernenergiepolitik wurde eine "Literaturübersicht zu allen wissenschaftlichen Arbeiten über Bethe-Tait-Störfälle mit hohem mechanischen Energiefreisetzungspotential..." erstellt. Dabei wurden alle relevanten wissenschaftlichen Veröffentlichungen und Arbeiten der internationalen Fachwelt, die hohe mechanische Energiefreisetzungen bei schweren Störfällen natriumgekühlter Brutreaktoren zum Gegenstand haben oder zumindest das Potential hoher Energiefreisetzungen aufzeigen, kritisch diskutiert und im Hinblick auf ihre Relevanz für die Auslegungsgrenzwerte des SNR 300 bewertet.

Gemäß den Wünschen der Enquete-Kommission wurde in der vorliegenden Studie nicht nur auf die Argumente und Ergebnisse von Wissenschaftlern aus Großforschungszentren und der Schnellbrüter-Entwicklungsgemeinschaft eingegangen, sondern auch die Argumente von in- und ausländischen Arbeitsgruppen, die eine unterschiedliche Haltung zur Nutzung der Kernenergie und zum Schnellen Brüter vertreten, berücksichtigt.

Die Studie wurde im Januar 1982 der Enquete-Kommission übergeben. Die hier vorliegende Fassung weicht in der Darstellung einiger Einzelheiten von der Originalfassung ab.

Die Prüfung der Gesamtheit der obengenannten Information führt zum Schluß: Für den SNR 300 kann mit an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit, d.h. damit praktisch ausgeschlossen werden, daß schwere Störfälle auftreten, deren mechanische Energiefreisetzung den Auslegungsgrenzwert von 370 MWs überschreiten.

Critical Review of the Literature on High Energy Release during Hypothetical Core Disruptive Accidents in Sodium-Cooled Fast Breeder Reactors

Abstract

Upon the request of the "Enquete-Kommission" on Future Nuclear Energy Policy set up by the German Federal Parliament, a literature survey has been compiled on all scientific studies of Bethe-Tait accidents with high potentials of mechanical energy releases ("Literaturübersicht zu allen wissenschaftlichen Arbeiten über Bethe-Tait-Störfälle mit hohem mechanischem Energiefreisetzungspotential"). The study is a critical review of all relevant scientific publications and studies by the international scientific community in this field, which are devoted to high mechanical energy releases from major accidents in sodium cooled fast breeder reactors, or at least indicate the potential for high energy releases. These publications are evaluated with respect to their relevance to the design base levels of the SNR 300.

In accordance with the wishes expressed by the "Enquete-Kommission", the study not only deals with the arguments and findings by scientists from national research centers and from the fast breeder development association, but also takes into account the arguments and findings by working groups in Germany and abroad, which represent different attitudes vis-a-vis the utilization of nuclear power and the fast breeder reactor.

The study was handed over to the "Enquete-Kommission" in 1982. The present version differs in some minor points from the original version.

The conclusion to be drawn from the examination of the bulk of the above mentioned information is this:

- For the SNR 300, the occurrence of major accidents with mechanical energy releases exceeding the design limit of 370 MWs can be excluded with a probability verging on certainty, i.e., to all practical intents and purposes.

Inhaltsverzeichnis

	Seite
1. Einleitung	1.1
1.1 Allgemeiner Hintergrund der Studie	1.1
1.2 Einordnung von Literaturzitaten	1.3
1.3 Aufbau der Studie	1.4
1.4 Literaturverzeichnis	1.7
2. Bemerkungen zur mechanischen Energiefreisetzung	2.1
2.1 Einleitung	2.1
2.2 Das mechanische Arbeitspotential energetischer Grenzfälle für den SNR 300	2.3
2.3 Das mechanische Arbeitspotential unter Einschluß der Medien: Stahl, Natrium und Spaltgase	2.5
2.4 Mechanische Energiefreisetzungen für den SNR 300 und den CRBR	2.8
2.5 Zusammenfassung	2.10
2.6 Literaturverzeichnis	2.13
3. Hohe Energiefreisetzungen während der Einleitungsphase	3.1
3.1 Mechanismen für hypothetische Störfälle	3.2
3.1.1 Mögliche Einleitungsmechanismen im SNR 300	3.2
3.1.2 Ausgeschlossene Einleitungsmechanismen	3.4
3.1.2.1 Ausschluß des Durchlaufens großer Gasblasen durch den Kern	3.5
3.1.2.2 Ausschluß des Absorberstabauswurfs	3.6
3.1.2.3 Ausschluß der schnellen Propagation von Bündelblockaden	3.6
3.1.2.4 Ausschluß hoher Rampen beim Spring-Back-Effekt	3.7
3.1.2.5 Ausschluß des Gitterplattenabsturzes	3.7
3.1.2.6 Schlußfolgerungen hinsichtlich der Steilheit von möglichen Einleitungsrampen	3.8
3.1.3 Folgeereignisse	3.8
3.1.3.1 Die Natrium-Siedeüberhitzung	3.8
3.1.3.2 Die Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR)	3.9
3.1.3.3 Das Brennstoffniederschmelzen	3.9

3.1.4	Schlußfolgerungen hinsichtlich der Möglichkeit steiler treibender Rampen	3.10
3.2	Energetikpotential der Einleitungsphase des hypothetischen Kühlmitteldurchsatzstörfalls (LOF) ohne Scram im SNR 300	3.10
3.2.1	Erwarteter Störfall-Verlauf	3.11
3.2.2	Grenzfallbetrachtungen	3.13
3.2.3	Schlußfolgerungen	3.17
3.3	Zusammenfassung	3.18
3.4	Anhang: Diskussion und Bewertung von Literaturstellen	3.20
3.5	Literaturverzeichnis	3.45
4.	Hohe Energiefreisetzung bei Rekritikalitäten	4.1
4.1	Einleitung	4.1
4.2	Detailkritik der Bremer Vorlage	4.4
4.3	Zusammenfassung	4.22
4.4	Anhang: Diskussion und Bewertung von Literaturstellen	4.24
4.5	Literaturverzeichnis	4.48
5.	Hohe Energiekonversion durch Brennstoff-Natrium-Reaktion	5.1
5.1	Einleitung	5.1
5.2	Obergrenzen für die Freisetzung mechanischer Energie	5.4
5.3	Widerlegung von Thesen der Bremer Vorlage	5.7
5.3.1	These: Hohe mechanische Energiefreisetzung ist nicht auszuschließen	5.7
5.3.2	These: Es ist mit dem Auftreten von Energiekonversions- faktoren nahe den thermodynamischen oberen Grenzwerten zu rechnen	5.8
5.3.3	These: Die Parametermodelle sind nicht konservativ	5.10
5.3.4	Ungerechtfertigte Unterbewertung der Experimente	5.11
5.4	Thermische Detonationen	5.12
5.4.1	Definition	5.12
5.4.2	Richtigstellung einer falschen Argumentation in der Bremer Vorlage	5.13
5.4.3	Ausschluß hocheffizienter thermischer Detonationen im SNR 300	5.14

5.4.3.1	Grundlagen	5.14
5.4.3.2	Eigenschaften selbsterhaltender thermischer Detonationen	5.16
5.4.3.3	Nichterfüllbarkeit der Voraussetzungen für hocheffiziente thermische Detonationen	5.17
5.4.4	Schlußfolgerungen	5.21
5.5	Zusammenfassung	5.22
5.6	Anhang: Diskussion und Bewertung der Literaturstellen	5.23
5.7	Literaturverzeichnis	5.26
6.	Auswirkung von Unsicherheiten in Daten und Methoden auf die Energiefreisetzung	6.1
6.1	Reaktivitätskoeffizienten	6.1
6.1.1	Void-Koeffizient	6.2
6.1.2	Doppler-Koeffizient	6.3
6.1.3	Änderung des Doppler-Koeffizienten mit dem Abbrand	6.6
6.1.4	Einflüsse auf den Dopplereffekt	6.6
6.1.5	Uran-Plutonium-Entmischung	6.7
6.2	Zustandsgleichung des Brennstoffs	6.8
6.2.1	Unsicherheit der Zustandsdaten	6.9
6.2.2	Einfluß auf die Energiefreisetzung	6.10
6.2.3	Gültigkeit der Methodik des Programms KADIS	6.15
6.2.4	Einfluß von Spaltgasen auf den Druckaufbau in der Disassembly-Phase	6.17
6.3	Punktkinetik	6.17
6.4	Zusammenfassung	6.22
6.5	Literaturverzeichnis	6.24
7.	Bewertung der von R. E. Webb durchgeführten Unfallbetrachtungen	7.1
7.1	Rekritikalitätsunfall durch Zusammenfallen von Brennstoffteilen	7.1
7.2	Rekritikalitätsunfall durch druckgetriebene Brennstoffverdichtung	
7.3	Rekritikalitätsunfall durch eine lokale, exzentrische Brennstoffdampfexplosion	7.5
7.4	Rekritikalitätsunfall durch eine lokale, exzentrische Brennstoff-Natrium-Reaktion	7.18

7.5	Erhöhung der Energetik durch Reduktion des "Neutronen-Streaming"	7.23
7.6	Literaturverzeichnis	7.27
8.	Zusammenfassung und Schlußfolgerungen	8.1
8.1	Kurze Zusammenfassung der in den einzelnen Kapiteln der Studie erzielten Ergebnisse	8.2
8.2	Relevanz der verschiedenen Arbeiten im Hinblick auf die Ermittlung einer oberen Grenze für die mechanische Energie- freisetzung bei schweren Störfällen eines bestimmten Brutreaktors	8.9
8.3	Schlußfolgerungen	8.11

1. Einleitung

1.1 Allgemeiner Hintergrund der Studie

Die maximale mechanische Energiefreisetzung und die damit verbundene mechanische Belastung des Primärsystems im Anschluß an einen schweren Störfall (Leistungsexkursion) spielt eine bedeutende Rolle im Genehmigungsverfahren des SNR 300. Dies wurde bereits Ende der 60er Jahre deutlich. Als Folge davon hat das Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) in Zusammenarbeit mit nationalen und internationalen Partnern in den 70er Jahren beträchtliche Anstrengungen unternommen, einen realistischen Wert für die maximal zu erwartende Energiefreisetzung zu bestimmen.

Die hierzu durchgeführten Analysen wurden im Rahmen des offiziellen Genehmigungsverfahrens sehr intensiv mit Antragsteller, Behörden und Gutachtern diskutiert. Wie eine Vielzahl von Veröffentlichungen deutlich macht, haben sich darüber hinaus die Wissenschaftler der KfK mit ihren Analysen auf vielen internationalen Konferenzen und Tagungen der Kritik der Fachwelt gestellt.

Das Ergebnis dieser - nun insgesamt 10 Jahre dauernden - Analyse und Diskussion ist das folgende:

Die mechanische Energiefreisetzung für den erwarteten Störfallverlauf ist vernachlässigbar klein. Um eine pessimistische Abschätzung nach oben zu erhalten, wurden neben den erwarteten Störfallverläufen sogenannte energetische Grenzfälle definiert und analysiert. Hier werden störfallmildernde Phänomene nicht berücksichtigt, um noch bestehende Unsicherheiten der Methodik und zum Verständnis der Phänomene abzudecken. Für die so definierten Fälle werden Energiefreisetzungen bestimmt, die kleiner als ca. 100 MWs sind - ein Wert, der weit unterhalb des Wertes von 370 MJ liegt, der beim SNR 300 als zu beherrschen gefordert wurde. Die laufende Sichtung und Verfolgung der internationalen Fachliteratur war - wie bei jeder wissenschaftlichen Arbeit - ein selbstverständlicher Bestandteil dieser Analysen. Dabei sind keine Gesichtspunkte deutlich geworden, die die Ergebnisse der KfK-Analysen widerlegen.

Der gegenwärtige Wissensstand und die Vorgehensweise bei der Behandlung hypothetischer Störfälle wurde in der Kommissionsvorlage IV/K/6 der KfK /1.1/ zusammengefaßt und der Enquete-Kommission vorgelegt. Ein Teil der Kommission konnte durch diese Unterlagen noch nicht vollständig überzeugt werden.

Dieser Teil der Kommission verweist auf Veröffentlichungen, in denen mehr als 370 MWs als mögliche Energiefreisetzung berechnet werden. Dabei stützt sich dieser Teil der Kommission insbesondere auf die Kommissionsvorlage IV/K/10 der Universität Bremen /1.2/, künftig kurz "Bremer Vorlage" genannt, in der mit Hilfe zahlreicher Zitate gezeigt werden soll, daß 370 MWs keine Obergrenze der Energiefreisetzung darstellen.

Da die Bremer Vorlage erst kurz vor Ende der damaligen Sitzungsperiode der Kommission eingereicht worden war und keine Zeit zu einer ausführlichen Diskussion und Bewertung verblieb, hat die Enquete-Kommission in dieser Situation empfohlen, eine "Literaturübersicht zu allen wissenschaftlichen Arbeiten über Beteiligungs-Störfälle mit hohem mechanischem Energiefreisetzungspotential..." zu erstellen. Der BMFT hat aufgrund dieser Empfehlung die KfK gebeten, eine solche Literaturübersicht zu erstellen sowie eine Bewertung der ausgewiesenen Ergebnisse vorzunehmen.

Die hiermit vorgelegte Studie beschäftigt sich wegen der oben geschilderten Situation hauptsächlich mit Literaturstellen, die in der Bremer Vorlage zitiert werden. Da die Bremer Vorlage selbst "interpretierend zitiert", d.h. unter Verwendung von Literaturzitaten zu eigenen Aussagen kommt, wird neben der Diskussion der Fachliteraturstellen jeweils auch eine Bewertung und Kritik dieser Vorlage vorgenommen. Außerdem wurde die internationale Fachliteratur noch einmal auf Veröffentlichungen durchgesehen, die für die hier vorliegende Fragestellung relevant sind.

Dies gewährleistet, daß alle wesentlichen Phänomene und Probleme diskutiert werden. Wegen der übergroßen Zahl von Veröffentlichungen auf dem Gebiet der Schnellbrüttersicherheit kann dagegen nicht ausgeschlossen werden, daß die eine oder andere Veröffentlichung, die hier von Interesse sein könnte, nicht in die Betrachtung mit einbezogen wurde. Die Studie ist daher so aufgebaut, daß auch im Nachhinein Literaturstellen und ihre Bewertung aufgenommen werden können, wenn sich die Notwendigkeit hierfür herausstellen sollte.

1.2 Einordnung von Literaturzitaten

Bevor Kriterien zur Beurteilung und Bewertung aufgestellt werden, sollen einige mehr grundsätzliche Bemerkungen zu der Zielsetzung von Veröffentlichungen zum Problemkreis Bethe-Tait-Unfall/Störfall gemacht werden.

Die in den letzten zwei Jahrzehnten zu diesem Komplex veröffentlichten Arbeiten sind in den wenigsten Fällen in unmittelbarem Zusammenhang mit der von der Enquete-Kommission aufgeworfenen Fragestellung zu sehen, nämlich für ein bestimmtes Reaktorprojekt durch systematische mechanistische Störfallanalysen realistische Werte für mechanische Energiefreisetzung zu ermitteln. Vielmehr läßt sich die überwiegende Anzahl der Veröffentlichungen zwei Arten von Zielsetzungen zuordnen:

- Demonstration der Fähigkeiten neuer fortgeschrittener Methodiken bei der mathematisch-physikalischen Behandlung von Einzelphänomenen und/oder der Wechselwirkung einer begrenzten Anzahl von Phänomenen ohne Anspruch auf Vollständigkeit für die sicherheitstechnische Störfallanalyse eines bestimmten Störfalls und Anlagenentwurfes

- Aufzeigen potentieller sicherheitstechnischer Risiken hinsichtlich der Auswirkungen von Einzelphänomenen und/oder der Wechselwirkung einer begrenzten Anzahl von Phänomenen ohne den Anspruch auf Vollständigkeit im Sinne einer sicherheitstechnischen Analyse eines speziellen Anlagenentwurfes zu erheben.

Diese Arbeiten basieren teilweise auf Sensitivitäts- und Parameterstudien, um zwischen wesentlichen und unwesentlichen Einzelphänomenen unterscheiden zu können. Damit werden dann automatisch auch Parameterbereiche untersucht, die bewußt an die Grenze des physikalisch sinnvoll vertretbaren heranreichen und teilweise auch darüber hinausgehen. Im Sinne einer kritischen Betrachtung von Sicherheitsproblemen und im Sinne der Überprüfung der Zielsetzung von Forschungs- und Entwicklungsprogrammen ist ein solches Vorgehen sinnvoll und notwendig. Bei der Hinzuziehung von Ergebnissen derartiger Studien zur Erarbeitung einer Stellungnahme, wie sie von der Enquete-Kommission gefordert wird, muß man aber die besondere Zielsetzung der jeweiligen Arbeiten im einzelnen berücksichtigen. Daher werden über das von der Enquete-Kommission geforderte Kriterium der rein wissenschaftlichen Bewertung der jeweiligen Arbeiten sowie der wissenschaftlichen Sorgfalt der Autoren hinaus die folgenden Kriterien herangezogen:

- die Relevanz des untersuchten Störfallereignisses auf dem Hintergrund anlagentechnischer Gegebenheiten und unter Berücksichtigung des Standes von Wissenschaften und Technik
- Vollständigkeit und Konsistenz der Störfallanalyse, ausgehend vom Einleitungsereignis hin bis zur Ermittlung der in den Kernmaterialien gespeicherten thermischen Energie nach Sicherstellung der nuklearen Abschaltung
- Konsistenz des Verfahrens zur Ermittlung der Umsetzung der in den Kernmaterialien gespeicherten thermischen Energie in mechanische Belastung des Primärsystems auf dem Hintergrund des heutigen Standes von Wissenschaft und Technik unter Berücksichtigung anlagentechnischer Gegebenheiten.

Neben den Arbeiten, die den oben beschriebenen Kategorien zugeordnet werden können, gibt es eine begrenzte Anzahl von Veröffentlichungen, die eine systematische und umfassende Sicherheitsanalyse für bestimmte Projekt enthalten. Es war insbesondere zu prüfen, ob sich aus diesen letzteren Arbeiten Hinweise darauf ergeben, daß für den SNR 300 der Wert von 370 MWs keine realistische obere Schranke für die bei schweren Störfällen auftretenden mechanischen Energiefreisetzung ist.

1.3 Aufbau der Studie

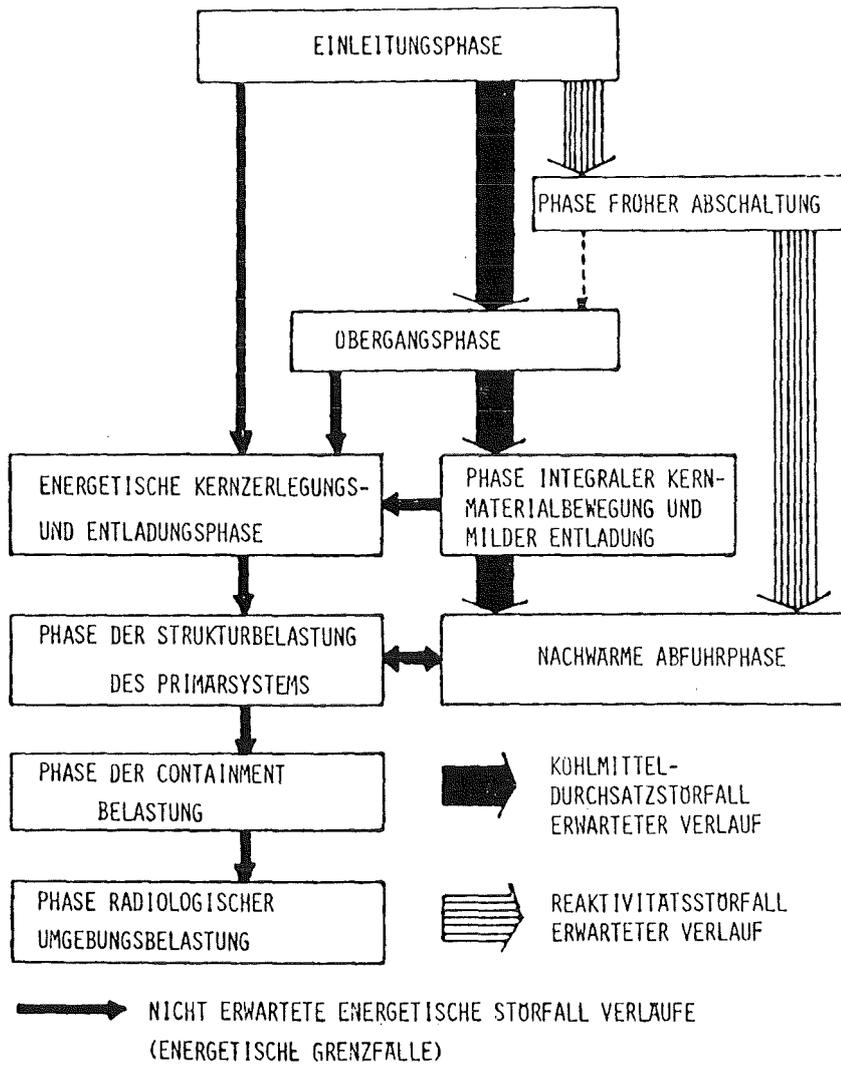
Der mögliche Ablauf eines Bethe-Tait-Störfalles ist in Abb. 1.1 in seinen verschiedenen Phasen dargestellt. Dabei sind die erwarteten Verläufe besonders gekennzeichnet. Bei den erwarteten Verläufen (im Sinne der derzeit besten und nicht etwa optimistischen Parameter- und Modellwahl) kommt es nicht zu wesentlichen mechanischen Energiefreisetzung. Hierzu kann es nur kommen, wenn die Störfallphase "energetischer Kernzerlegungs- und Entladephase" erreicht wird. Die Abb. 1.1 zeigt, daß dies auf 3 Wegen möglich ist: eine energetische Leistungsexkursion kann einmal direkt aus der Einleitungsphase heraus erreicht werden, zum anderen aus der "Übergangsphase" oder der "Phase integraler Kernmaterialbewegung". Letztere beiden Möglichkeiten werden im allgemeinen als Rekritikalität oder Sekundärexkursion bezeichnet. Außer diesen ganz wesentlich durch nukleare Leistungsexkursionen bedingten Energiefreisetzung könnte es auch zu hohen mechanischen Energiefreisetzung (Phase der Strukturbelastung des Primärsystems) kommen, wenn man die Möglichkeit einer extrem energetischen Brennstoff-Natrium-Reaktion (Dampfexplosion) in Betracht zieht.

Die Studie lehnt sich in ihrem Aufbau eng an die verschiedenen Phasen in Abb. 1.1 an:

Abb. 1, 1: STÖRFALL ABLAUF IN SEINEN VERSCHIEDENEN

MÖGLICHEN PHASEN

(KERNKRAFTWERK KALKAR)



Im folgenden Kapitel werden zunächst einige grundsätzliche Ausführungen zur mechanischen Energiefreisetzung und insbesondere auch zur Umsetzung von thermischer in mechanische Energie gemacht. Insbesondere werden die unterschiedlichen Definitionen der Energiefreisetzung erläutert. Dabei sind dann auch die Werte der mechanischen Energiefreisetzung für vergleichbare ausländische Konzepte zu diskutieren. Im Kapitel 3 werden Literaturstellen analysiert, die energetische Störfallverläufe beinhalten, die durch Phänomene der Einleitungsphase bewirkt werden. Im Kapitel 4 wird die Problematik der Rekritikalitäten diskutiert. Dieses Kapitel hat insofern eine zentrale Bedeutung, als oft argumentiert wird, daß gerade die Rekritikalitätsstörfälle zu extrem hohen mechanischen Energiefreisetzungen führen. Die Problematik der Umsetzung von thermischer in mechanische Energie durch eine effiziente Brennstoff-Natrium-Reaktion wird im Kapitel 5 besprochen.

Das folgende Kapitel 6 untersucht, ob die bestehenden Daten-Unsicherheiten bzw. methodischen Unzulänglichkeiten eine zuverlässige Berechnung der Obergrenze der Energiefreisetzung verhindern. Wie schon erwähnt, werden in dieser Studie hauptsächlich die in der Bremer Vorlage gebrachten Argumente diskutiert. Dementsprechend sind die Kapitel 3 bis 6 so aufgebaut, daß zunächst die bezüglich der Kapitel-Problematik in der Bremer Vorlage vorgebrachten Argumente diskutiert werden. Daran anschließend werden die für das Kapitel relevanten Literaturstellen einzeln diskutiert.

Im Kapitel 7 folgt schließlich eine Diskussion der von Webb postulierten Störfallverläufe. Da Webb einerseits - abgesehen von der in 1971 veröffentlichten Doktorarbeit /1.3/ und seinem in 1976 erschienenen Buch /1.4/ - in der Fachliteratur nicht veröffentlicht hat, andererseits seine postulierten Szenarien und die von ihm verwendeten Rechenmodelle die bei weitem höchsten Energiefreisetzungen ergeben, erschien es angemessen, diese Unterlagen gesondert zu diskutieren.

Die Studie ist so geschrieben, daß die einzelnen Kapitel weitgehend für sich allein lesbar sind. Aus diesem Grund sind auch die referierten Literaturstellen am Ende eines jeden Kapitels aufgeführt.

In Kapitel 8 werden in einer Zusammenfassung die wesentlichen Ergebnisse der einzelnen Kapitel der Studie in Kurzform dargestellt. Am Ende dieses Kapitels wird die Gesamtaussage des Berichtes in den Schlußfolgerungen formuliert.

1.4 Literaturverzeichnis

/1.1/ Fischer, E.A. et al.

Ausarbeitung zur Behandlung hypothetischer Störfälle in natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren, dargestellt am Beispiel des SNR 300, Materialband 3 zum Bericht der Enquete-Kommission "Zukünftige Kernenergiepolitik", Vorlage IV/K/6 Drucksache 8/4341
Deutscher Bundestag (1980), S. 805 ff

/1.2/ Arbeitsgruppe Schneller Brüter an der Universität Bremen:

Nukleare Exkursionsunfälle im SNR 300
Materialband 3 zum Bericht der Enquete-Kommission "Zukünftige Kernenergiepolitik", Vorlage IV/K/10, Drucksache 8/4341
Deutscher Bundestag (1980), S. 905, ff

/1.3/ Webb, R.E.

Some Autocatalytic Effects During Explosive Power Transients in Liquid Metal Cooled, Fast Breeder, Nuclear Power Reactors (LMFBRs)
Dissertation, The Ohio State University 1971

/1.4/ Webb, R.E.

The Accident Hazards of Nuclear Power Plants
The University of Massachusetts Press, Amherst 1976

2. Bemerkungen zur mechanischen Energiefreisetzung

2.1 Einleitung

Auf Empfehlung der Enquete-Kommission zur zukünftigen Kernenergie-Politik soll die wissenschaftliche Literatur nach Beiträgen durchsucht werden, die hohe mechanische Energiefreisetzungen beinhalten oder nahelegen, die über den Auslegungswert des SNR 300 hinausführen. Was hier unter "mechanischer Energiefreisetzung" verstanden werden soll, ist zunächst nicht klar definiert. In dem nachfolgenden Abschnitt soll daher nochmals auf die Definition der "mechanischen Energiefreisetzung" eingegangen werden.

Das wesentliche, interessierende Ergebnis der Analysen hypothetischer Störfälle ist neben der Materialverteilung und der davon abhängigen Nachwärmeabfuhrproblematik am Ende eines solchen Störfalles die mechanische Belastung der Tank/Primärsystem-Strukturen. Primär erfolgt diese Belastung durch die Ausdehnung des infolge einer Leistungsexkursion verdampften Kernmaterials. Während der Expansion können die entstandenen heißen Dämpfe Arbeit am System leisten. Um bei Abschätzungen dieser mechanischen Energiefreisetzung (nach oben) eine deutliche Unterscheidung zur wirklichen (effektiven) freigesetzten mechanischen Energie (Arbeit) zu haben, wird oft der Begriff Arbeitspotential oder Belastungspotential verwendet. Die übliche Vorgehensweise bei der Analyse der mechanischen Belastung der Tankstrukturen etc. ist, daß man auf der Basis der im Kern herrschenden Temperaturen, Massen etc. eine Druck-Volumenbeziehung (pV) für das expandierende Material ermittelt und dann explizit die Arbeit berechnet, die an den einzelnen Komponenten des Primärsystems geleistet wird. Für diese aufwendigen Berechnungen werden gekoppelte hydrodynamische/strukturdynamische Rechen-codes benutzt /2.10, 2.11/. Es ist klar, daß dieses aufwendige Vorgehen nur für energetisch abdeckende Grenzfälle sinnvoll durchzuführen ist, daß man aber andererseits eine Vergleichsgröße benötigt, die eng mit den tatsächlichen Belastungen, bestimmt durch Struktur-dynamik-Codes, korreliert ist. Diese Vergleichsgröße soll leicht berechenbar sein, um die Energetik von Leistungsexkursionen schnell und direkt klassifizieren zu können.

Wie in dem Übersichtsartikel von Marchaterre /2.1/ aufgezeigt wird, können zur Definition dieser Vergleichsgröße verschiedene Modelle herangezogen werden. So erstrecken sich die Möglichkeiten von der Berechnung eines mechanischen Wir-

kungsgrades, der Definition einer Menge TNT, der kinetischen Energie, bis zur geleisteten Arbeit bei isentroper Expansion des heißen Zweiphasengemisches der Kernmaterialien auf ein vorgegebenes Volumen oder auf Umgebungsdruck (1 bar).

Wie in /2.1/ gezeigt und bestätigt wird, ist die isentrope Expansion des heißen Brennstoffes auf ein vorgegebenes Endvolumen (Schutzgasvolumen) am ehesten geeignet (und relativ leicht berechenbar), um eine adäquate Klassifizierung der mechanischen Energiefreisetzung zu geben. Die Idee dahinter ist, daß durch die Expansion der Brennstoffdampfblase das über dem Kern befindliche Natrium nach oben beschleunigt wird und, wenn die Brennstoffdampfblase die Größe des Schutzgasvolumens erreicht hat, das Natrium als Hammer auf den Deckel aufschlägt. Diese Definition der Vergleichsgröße "Arbeitspotential" wurde auch im Genehmigungsverfahren für den SNR 300 verwendet.

Es muß stets genau bei der Angabe und beim Vergleich mit in der Literatur angegebenen "mechanischen Energiefreisetzungen" bei anderen Reaktorsystemen auf die Definition der dort ausgewiesenen Energiefreisetzung geachtet werden. Insbesondere wird öfters der Wert - Expansion auf das Schutzgasvolumen des Reaktortanks - und - Expansion auf den Umgebungsdruck von 1 bar verwechselt /2.12/. Wie auch in /2.1 / gezeigt wird, läßt sich die Systembelastung durch den letzteren Wert nicht gut charakterisieren, er kann jedoch für Vergleichszwecke in ein und demselben Reaktorsystem durchaus Verwendung finden.

Den Ausgangspunkt des Verfahrens zur Berechnung der isentropen Brennstoffexpansion bildet der heiße Kern, wobei maschenweise der Brennstoffdampf expandiert und Nachverdampfung stattfindet. Prozesse wie Vermischung von heißem mit kälterem Brennstoff, Wärmeverluste in den kälteren Brutmantelzonen, Reibungsverluste beim Durchströmen von Strukturen etc. werden nicht modelliert. Von daher wird eine Abschätzung der mechanischen Energieerzeugung des Brennstoffs nach oben hin in konservativer Weise durchgeführt; die pV-Kurve, (die auch in die umfangreichen strukturdynamischen Berechnungsprozesse eingeht), wird also konservativ angesetzt und die Arbeitsfähigkeit $\int p dV$ überschätzt. Wie Analysen mit dem SIMMER-Code zeigen, führt die Berücksichtigung realer Austauschprozesse dazu, daß die mechanische Energiefreisetzung weit unter der durch isentrope Expansion berechneten liegt /2.2/.

Zunächst nicht eingeschlossen in diese Definition des Arbeitspotentials sind Wechselwirkungen mit den übrigen im oder über dem Kern vorhandenen Materialien wie Stahl, Natrium etc. Es erhebt sich daher die Frage, ob unter Einschluß der Medien das durch isentrope Expansion des heißen Brennstoffdampfes auf das Schutzgasvolumen definierte mechanische Arbeitspotential weiterhin als konservative Abschätzung gelten kann. Dies wird in den nächsten Abschnitten (Kapitel 2.3) behandelt.

2.2 Das mechanische Arbeitspotential energetischer Grenzfälle für den SNR 300

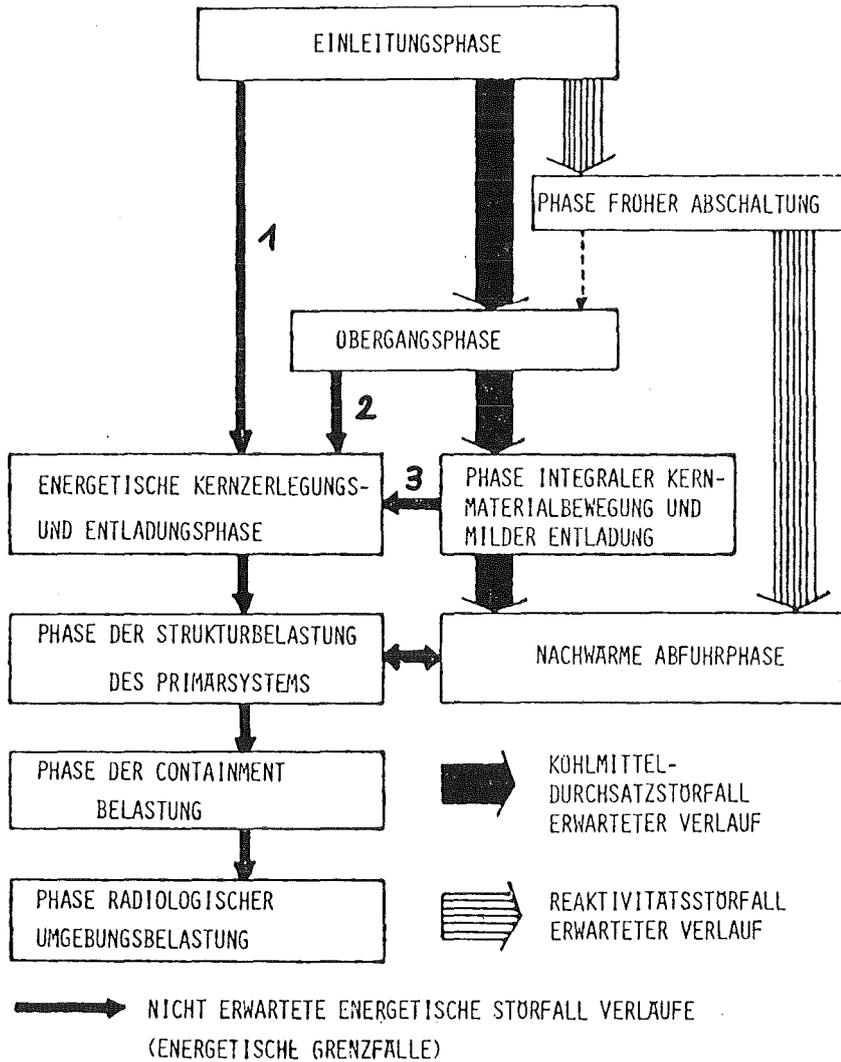
Für das Kernkraftwerk Kalkar hat der Kühlmitteldurchsatzstörfall (Ausfall sämtlicher Primärpumpen und gleichzeitiges Versagen der beiden unabhängigen Abschaltssysteme) eine sehr geringe Eintrittswahrscheinlichkeit trotzdem wird er im Genehmigungsverfahren näher betrachtet. Die in den vergangenen Jahren im Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführten Studien und Analysen /2.3-8/ zeigen, daß ein solcher Störfall den in Abb. 1 durch die dicken schwarzen Pfeile gekennzeichneten Verlauf hat. Nach Durchlaufen einer relativ milden Einleitungsphase erfolgt eine Übergangsphase, an die sich eine Phase integraler Kernmaterialbewegung und milder Entladung anschließt, und auf diesem Wege kommt man schließlich zur Nachwärmeabfuhr. Sekundär-Exkursionen können in den beiden mittleren Phasen nicht gänzlich ausgeschlossen werden wenn sie überhaupt auftreten, werden sie jedoch relativ milde sein und ohne Erzeugung einer größeren Arbeitsfähigkeit des Kernmaterials den Kernmaterial-Entladevorgang aus dem Kernbereich in den Reaktortank-Bereich unterstützen. Insgesamt ist die mit dem erwarteten Störfallverlauf verbundene mechanische Belastung des Primärsystems sehr gering. Die Bezeichnungsweise "erwarteter Störfallverlauf" soll dabei übrigens zum Ausdruck bringen, daß dabei - im Sinne einer besten Auswahl der Parameter- und Modellannahmen (nicht etwa einer optimistischen Auswahl) unter Zugrundelegung des gegenwärtigen Kenntnisstandes verfahren wurde.

Wegen noch verbleibender Unsicherheiten im Verständnis der Schlüsselphänomene der Einleitungsphase, der Übergangsphase sowie der Phase integraler Kernmaterialbewegung und milder Entladung und wegen des Fehlens einer durchweg geschlossen-mechanistischen Modellierung der beiden letzteren Phasen erschien es notwendig, auch sogenannte energetische Grenzfälle für die genannten drei Phasen zu simulieren.

Abb. 2.1: STÖRFALL ABLAUF IN SEINEN VERSCHIEDENEN

MÖGLICHEN PHASEN

(KERNKRAFTWERK KALKAR)



Die Bezeichnungsweise "energetische Grenzfälle" soll zum Ausdruck bringen, daß die dabei auftretenden Energiefreisetzen die nach heutigem Verständnis realistischerweise überhaupt möglichen Energiefreisetzen nach oben hin eingrenzen.

In Abb. 2.1 sind diese Störfallverläufe durch schmale, schwarz ausgezogene Pfeile 1, 2 und 3 charakterisiert. Diese Verläufe setzen sehr pessimistische Annahmen in der Modellierung und bei der Parameterauswahl voraus. Der Pfeil 1 charakterisiert energetische Grenzfälle der Primärexkursion /2.3/. Die Pfeile 2 und 3 charakterisieren energetische Grenzfälle von Sekundärexkursionen /2.7/.

Schätzt man nun die bei diesen energetischen Grenzfällen mögliche Arbeitsfähigkeit des heißen (mehrphasigen) Brennstoffes in pessimistischer Weise nach oben hin ab, (unter Verwendung maschenweiser isentroper Expansion des Brennstoff-Zweiphasengemisches auf das Schutzgasvolumen des durch eine energetische Exkursion gedehnten Reaktortanks, i.e. 70 m^3), so kommt man zu mechanischen Energiefreisetzen, die unterhalb von 100 MWs liegen.

Durch die Auflage der TG 7/1 (Konzeptgutachten) wird jedoch eine Auslegung auf 370 MJ vorgeschrieben. Dieser Wert ist durch ein mechanistisches Störfallszenario auf der Basis des heutigen Kenntnisstandes nicht zu erreichen. Die Festlegung entspricht deshalb einem Postulat und bedeutet einen hohen Grad von Konservativität der Auslegung des Tank/Primärsystems.

2.3 Das mechanische Arbeitspotential unter Einschluß der Medien Stahl, Natrium und Spaltgase

Der Umsetzungsprozeß von thermischer Energie in mechanische Energie, die das Primärsystem belastet, ist wegen des Vorhandenseins anderer Materialien neben dem Brennstoff (Stahl, Natrium, Spaltprodukte) ein sehr komplexer fluid- und thermodynamischer Prozeß. So bewirken z.B. Selbstvermischungs- und Wärmeausgleichsvorgänge für den sehr heißen Brennstoff, Wärmeübertragungsvorgänge von Brennstoff an den Hüllrohr- und Kastenstahl, Reibungseffekte beim Durchströmen der Strukturen oberhalb des Reaktorkerns sowie Wärmeübertragungs- und Kondensationsvorgänge an diesen Strukturen eine beträchtliche Reduzierung der vorhandenen mechanischen Energie gegenüber der Arbeitsfähigkeit, die sich aufgrund der

isentropen Brennstoffexpansion ergibt. Andere Vorgänge, wie z.B. eine BNR mit pessimistischen Annahmen oder die Wärmeübertragung von Brennstoff an die Spaltgase oder Spaltprodukte können - isoliert betrachtet ⁺ durchaus zu einer Erhöhung der mechanischen Energiefreisetzung führen.

Betrachtet man jedoch alle Vorgänge zusammen, so ist zu erwarten, daß sich als Netto-Effekt eine beträchtliche Reduzierung der mechanischen Energiefreisetzung gegenüber dem im Genehmigungsverfahren verwendeten Wert aufgrund der isentropen Brennstoffexpansion ergibt. Die genannten komplexen Vorgänge der Umsetzung thermischer in mechanische Energie können mit dem SIMMER-Code simuliert werden /2.9/. Diese Simulationen haben das Potential einer recht realistischen Beschreibung und sie lassen eine beträchtliche Reduzierung der mechanischen Energiefreisetzung erwarten (im Vergleich zu der o.g. isentropen Expansionsenergie) /2.2/.

Um ein deutlicheres Verständnis der Bedeutung der anderen, neben dem Brennstoff vorhandenen Materialien (Stahl, Natrium, Spaltprodukte) als Arbeitsmedien für den genannten Umsetzungsprozeß von thermischer in mechanische Energie zu vermitteln, wurden solche Vorgänge isoliert betrachtet und für die wesentlichen, im Genehmigungsverfahren untersuchten energetischen Grenzfälle analysiert.

Dabei ist die Vorgehensweise die folgende:

- . Es wird neben dem Brennstoff als Arbeitsmedium in jedem Falle je ein weiterer Typ von Arbeitsmedium, also Stahl, Natrium oder Spaltprodukte betrachtet,
- . die betrachteten Modellfälle werden so eng wie möglich an physikalisch argumentierbare Störfallszenarien für das Kernkraftwerk Kalkar angeschlossen,
- . die erzielbaren Energiefreisetzungen (Arbeitsfähigkeiten) wurden mit relativ einfachen und leicht überschaubaren Modellen für die Wärmeübertragung und den Expansionsvorgang abgeschätzt. Dabei wurden z.B. einige esentliche, die Umsetzung von thermischer in mechanische Energie beträchtlich reduzierende Effekte nicht berücksichtigt. Letztere Vorgehensweise bedeutet eine für beide Arbeitsmedien konsistent pessimistische Abschätzung ihrer Arbeitsfähigkeit.

⁺ d.h. ohne gleichzeitige Berücksichtigung der weiter oben aufgezählten Vorgänge, die zu einer Reduzierung der verfügbaren mechanischen Energie beitragen

Die Ergebnisse dieser Untersuchung für die ins Genehmigungsverfahren eingereichten energetischen Grenzfälle von Primär- und Sekundärexkursionen eines Kühlmitteldurchsatzstörfalles im KKW Kalkar bezüglich der Umsetzung thermischer in mechanische Energie lassen sich folgendermaßen zusammenfassen:

1. Die Analyse von sogenannten Zweipartner-Systemen von Arbeitsmedien (Brennstoff und je ein weiteres Medium) gibt ein gutes Verständnis für die dabei auftretenden Vorgänge.
2. Unter Zugrundelegung realistischer Verhältnisse, d.h. bei einer engen Ankoppelung an mechanistisch argumentierbare Störfallszenarien, zeigen selbst die Analysen der sog. Zweipartner-Systeme (die bewußt isoliert vom Gesamtvorgang durchgeführt wurden), daß im allgemeinen eine Erniedrigung der mechanischen Energiefreisetzung gegenüber der isentropen Brennstoffexpansionsarbeit auf das Reaktorschutzgasvolumen zu erwarten ist.
3. Auch in Ausnahmefällen (Zugrundelegung sehr pessimistischer Modell- und Parameterannahmen) ergeben sich bei einer möglichst engen Ankoppelung der Zweipartnersysteme an ein mechanistisch argumentierbares Störfallszenario keine wesentlichen Erhöhungen der mechanischen Energiefreisetzung gegenüber der reinen Brennstoffarbeitsfähigkeit.
4. Bei realistischer Betrachtung des Gesamtprozesses der Umsetzung thermischer in mechanische Energie ist eine beträchtliche Reduzierung der mechanischen Energiefreisetzung gegenüber den Werten zu erwarten, die sich aus der (maschenweise) isentropen Brennstoffexpansion auf das gedehnte Reaktorschutzgasvolumen von 70 m^3 ergeben. Dies wurde durch angestellte Untersuchungen und Abschätzungen nahegelegt und wird durch das aufgezeigte Potential von SIMMER-Simulationen der Expansionsphase bestätigt.
5. Diese Untersuchungen und Abschätzungen lassen daher erwarten, daß die Expansionsarbeit des Brennstoff-Zweiphasengemisches (bei maschenweise isentropen Expansion auf das gedehnte Reaktortank-Schutzgasvolumen von 70 m^3) für die genannten energetischen Grenzfälle von Primär- und Sekundärexkursionen - etwa 100 MWs - eine vernünftige obere Grenze für die realistischere überhaupt möglichen mechanischen Energiefreisetzung darstellt.

2.4 Mechanische Energiefreisetzen für den SNR 300 und den CRBR

Da häufig andere Reaktorsysteme zur Bewertung des SNR 300 bezüglich der mechanischen Energiefreisetzung herangezogen werden und ebenso häufig Zahlenwerte mit unterschiedlicher Bedeutung /2.12/ miteinander verglichen werden, sollen hier nochmals für die Systeme SNR 300 und den Clinch River Breeder Reactor die verschiedenen, in der Literatur angegebenen mechanischen Arbeitspotentiale gegenübergestellt werden. Dabei ist natürlich darauf zu achten, daß es sich hier um Reaktoren unterschiedlicher Leistungsgröße und unterschiedlichen Designs (insbesondere mit verschiedener Größe des Schutzgasvolumens) handelt.

In den folgenden Tabellen wird in übersichtlicher Weise ein Vergleich der Systeme SNR 300 - CRBR angestellt. Die folgenden Kommentare fassen einige wesentliche Punkte zusammen:

1. Der Wert von 1200 MJ für den CRBR ist nicht das Ergebnis einer mechanischen Störfallanalyse. Er wurde vielmehr samt zugehöriger PV-Kurve von der US-NRC (Nuclear Regulatory Commission) postuliert, um in konservativer Weise bestehende Unsicherheiten abzudecken. Es handelt sich also um eine Expansionsarbeit, die bei isentroper Expansion des zweiphasigen Brennstoffes auf einen Enddruck von 1 bar geleistet wird.
2. Die 1200 MJ-Forderung der US-NRC für den CRBR war eine frühe (1977) Reaktion gegenüber den Ergebnissen der ANL-Studie, in der - abgesehen von Extremfällen - ein mildes Störfallverhalten (für den Kühlmitteldurchsatzstörfall: LOF) vorausgesagt wurde. Diese Zahl wurde vom Antragsteller nie akzeptiert. Da das CRBR-Genehmigungsverfahren ausgesetzt wurde, erfuhr diese Zahl von seiten der US-NRC allerdings keine Revidierung, obwohl neuere Analysen des ANL die niedrigen Werte sehr viel besser begründeten.
3. Für die Tankbelastung ist nicht die Expansion auf 1 bar, sondern eine (isentrope) Expansion auf das Schutzgasvolumen des Reaktortanks charakteristisch. Der CRBR hat ein Schutzgasvolumen von 21 m^3 , während der SNR 300 ein Schutzgasvolumen von 70 m^3 hat, damit wären die Werte: CRBR 210 MJ, SNR 300: 370 MJ vergleichbar (siehe auch die Tabelle).
4. Der in dem z.B. von J. Benecke gehaltenen Vortrag /2.12/ erwähnte direkte Vergleich der Zahlenwerte von 370 MWsec (SNR 300) und 1200 MWsec (CRBR) ist unsinnig.

5. Falls man die von der US-NRC im Jahre 1977 für den CRBR geforderte (P,V-Kurve) verwendet und die Expansionsarbeit für 70 m^3 Expansionsvolumen ermittelt, so ergibt sich ein Wert von 400 MJ. Bedenkt man jetzt, daß der SNR 300 eine um etwa 20% kleinere thermische Leistung als der CRBR hat (762 MW gegenüber 975 MW) und verwendet (was in erster Näherung gültig ist), diesen Umrechnungsfaktor, so erhält man für den SNR 300 einen Wert von etwa 320 MJ, der jedenfalls niedriger als 370 MJ ist (siehe die Tabelle).

2.5 Zusammenfassung

1. Der realistische Prozeß der Umsetzung thermischer in mechanische Energie im Anschluß an einen schweren Störfall und die damit verbundene mechanische Belastung des Tanksystems ist ein komplexer Vorgang. Zur pessimistischen Abschätzung der mechanischen Energie (nach oben) werden daher die den Wirkungsgrad der Umsetzung überwiegend reduzierenden Vorgänge vernachlässigt, und es wird die bei einem isentropen Expansionsprozeß freigesetzte Energie als das mechanische Arbeitspotential betrachtet.
2. Für das mechanische Arbeitspotential werden in der Literatur ganz verschiedene Definitionen verwendet. Insbesondere finden sich in der amerikanischen Literatur zum Clinch River Breeder Reactor (CRBR) häufig Angaben, die eine isentrope Expansion auf 1 bar verwenden, während im Genehmigungsverfahren des SNR 300 grundsätzlich eine isentrope Expansion auf das gedehnte Schutzgasvolumen (70 m^3) zugrundegelegt wird. Dieser letztere Wert ist besser korreliert zu der mechanischen Belastung des Tanksystems bei Zugrundelegung eines solchen Expansionsvorganges.
3. Selbst wenn man sich geeinigt hat, eine isentrope Expansion auf 1 bar oder auf Schutzgasvolumen zu betrachten, so hängt der Zahlenwert des mechanischen Arbeitspotentials noch von anderen Annahmen, z.B. vom betrachteten Arbeitsmedium, ab. Man muß also beim Vergleich verschiedener Zahlen aus der Literatur extrem vorsichtig und sorgfältig sein.
4. Ein detaillierter Vergleich der verschiedenen in der Literatur vorkommenden Zahlenwerte für das mechanische Arbeitspotential des Clinch River Reaktors einerseits und des SNR 300 andererseits zeigt, daß die Vorgehensweise für den SNR 300 im Genehmigungsverfahren (370 MWs bei Expansion auf das Schutzgasvolumen) mindestens so vorsichtig (konservativ) wie die für den Clinch River Breeder Reactor ist.
5. Für den SNR 300 wurde der Einfluß verschiedener Arbeitsmedien auf den Umsetzungsprozeß thermischer in mechanische Energie bei einer möglichst engen Ankoppelung an mechanistische Störfallszenarien in sehr sorgfältiger Weise abgeschätzt.

6. Bei realistischer Betrachtung des Umsetzungsprozesses von thermischer in mechanische Energie ist eine beträchtliche Reduzierung der mechanischen Energiefreisetzung gegenüber den Werten zu erwarten, die sich aus der (maschenweisen) isentropen Brennstoffexpansion auf das gedehnte Reaktorschutzgasvolumen von 70 m^3 ergeben. Dies wird sowohl durch die Betrachtung der verschiedenen Arbeitsmedien als auch durch SIMMER-Simulationen der Expansionsphase bestätigt.
7. Für die energetischen Grenzfälle von Primär- und Sekundärexkursionen des SNR 300 Kühlmitteldurchsatzstörfalles ergeben sich als Expansionsarbeit des sehr heißen Brennstoff-Zweiphasengemisches (bei maschenweise isentroper Expansion auf das gedehnte Reaktortank-Schutzgasvolumen von 70 m^3) Werte, die sämtlich kleiner als 100 MWs sind. Dies ist zu vergleichen mit dem im Genehmigungsverfahren postulierten Wert von 370 MWs und demonstriert damit das sehr konservative Vorgehen für den SNR 300.

Vergleich der Expansionsarbeit für den SNR 300 und den CRBR

SNR 300: 762 MW thermische Leistung:

	Expansionsarbeit bei Ausdehnung auf 70 m ³ (Schutzgasvolumen des SNR 300)	Expansionsarbeit bei Ausdehnung auf 1 bar
1. Ursprüngliche Forderung	370 MJ	650 MJ ($pV^x = \text{const}, x = 1$) ⁺ 1500 MJ ($pV^x = \text{const}, x = 0.75$) 640 MJ (Arbeitsmedium: Natrium) 914 MJ (Arbeitsmedium: Brennstoff, 1863 m ³ Exp. Volumen)
2. Grenzfälle aus Störfallanalysen	Primärexkursion: 66 MJ Sekundärexkursion: 94 MJ	171 MJ (Arbeitsmedium: Brennstoff) 235 MJ (Arbeitsmedium: Brennstoff)

CRBR: 975 MW thermische Leistung

	Expansionsarbeit bei Ausdehnung auf 21 m ³ (Schutzgasvolumen CRBR)	Expansionsarbeit bei Ausdehnung auf 70 m ³ (Schutzgasvol. SNR 300)	Expansionsarbeit bei Ausdehnung auf 1 bar
1. Forderung der US-NRC (1977)	210 MJ	400 MJ	1200 MJ (Arbeitsmedium: Brennstoff 2560 m ³ Expansionsvolumen)
2. Grenzfall aus NRC- Störfallanalysen	ca. 170 MJ	ca. 300 MJ	812 MJ (Arbeitsmedium: Brennstoff, 1887 m ³ Expansionsvolumen)
3. Grenzfall aus Störfallanalysen Antragsteller (ANL)	106 MJ		682 MJ (Arbeitsmedium: Brennstoff)

⁺ Der Exponent x beschreibt die Form der Expansionskurve

2.6 Literatur

- /2.1/ J. Marchaterre et al.
Work-Energy Characterization for Core-Disruptive Accidents
Int. Meet. Fast Reactor Safety and Related Physics
Chicago 1976, CONF-761001, pp. 1121
- /2.2/ Bell, C.R. et al.
Advances in the mechanistic Assessment of Postdisassembly Energetics
Proc. Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology,
Seattle, Wash., August 1979
- /2.3/ Royl, P. et al.
Untersuchungen zu Kühlmitteldurchsatzstörfällen im Mark 1A-Kern des
Kernkraftwerkes Kalkar,
KfK 2845, Dezember 1979
- /2.4/ Fröhlich, R. et al.
Analyse schwerer hypothetischer Störfälle, Vorgehen und Anwendung
auf Reaktorentwürfe,
KfK-Nachrichten, Jahrgang 10, 3-4/78, Kernforschungszentrum Karlsruhe
- /2.5/ Fischer, E.A. et al.
Ausarbeitung zur Behandlung hypothetischer Störfälle in natriumge-
kühlten schnellen Brutreaktoren, dargestellt am Beispiel des SNR 300,
Materialband 3 zum Bericht der Enquete-Kommission "Zukünftige Kern-
energiepolitik", Vorlage IV/K/6 Drucksache 8/4341 Deutscher Bundestag
(1980), S. 805ff.
- /2.6/ Royl, P. et al.
Unveröffentlichter Bericht (1981)
- /2.7/ Maschek, W., Fröhlich, R.
Untersuchungen von Modellfällen für Sekundärkritikalitäten im Kern-
bereich des SNR 300,
KfK 3320 (1982)
- /2.8/ Essig, C., Maschek, W.
Unveröffentlichter Bericht (1981)
- /2.9/ Smith, L.L. et al.
SIMMER-II: A Computer Program for LMFBR Disrupted Core Analysis
LA-7515 Ms (1980)

- /2.10/ A. Doerbecker
ARES, Ein zweidimensionales Rechenprogramm zur Beschreibung der
kurzzeit. Auswirkungen einer hypothet. unkontroll. nukl. Exkursion
auf Reaktortank, Drehdeckel und Einbauten, gezeigt am Beispiel
des SNR 300,
Reaktortagung Hamburg 1972, S. 133
- /2.11/ Y.W. Chang et al.
REXCO-HEP - A twodimensional Computer Code for
Calcul. Primary System Response in Fast Reactors
ANL-75-19 (1975)
- /2.12/ J. Benecke
Questions about the Safety of LMFBRs
Colloq. org. p. Le Group Bellerive,
UNESCO, Paris 1981
- /2.13/ Zur Sache 2/80
Themen Parlamentarischer Beratung: "Zukünftige Kernenergiepolitik"
Bericht der Enquete-Kommission des Deutschen Bundestages
Druckhaus Bayreuth, 1980
ISSN 0343-8899

3. Hohe Energiefreisetzung während der Einleitungsphase

Die Einleitungsphase hypothetischer Störfälle faßt die nach der Störfallauslösung einsetzenden Phänomene zusammen und verfolgt sie vom stationären Anfangszustand aus je nach Störfallentwicklung bis hin zu einem frühen Abschaltvorgang in kühlbarer Geometrie oder in eine durch größere inkohärente Schmelzvorgänge in einzelnen Bündeln gekennzeichnete frühe Übergangsphase. Wenn es als Folge der Einleitungsphase zu energetischen Exkursionen kommt, gibt es die Möglichkeit eines direkten hydrodynamisch bestimmten Auseinandertreibens der Kernmaterialien, der sog. Disassembly, deren Anfangsbedingungen durch die Einleitungsphase bestimmt werden und die in neueren Untersuchungen auch eng gekoppelt mit der Einleitungsphase analysiert wird.

Gegenstand dieses Abschnitts sind die aus diesen zuletzt genannten Disassemblyvorgängen im Anschluß an die Einleitungsphase möglichen Energiefreisetzung. Sie werden bestimmt durch die Einleitungsmechanismen des Störfalls falls mit ihren direkten oder durch Folgeereignisse indirekt generierten reaktivitätserhöhenden Effekten, den treibenden Rampen. Nach einem Überblick über die denkbaren und die ausschließbaren Einleitungsmechanismen und die damit zusammenhängenden Folgeereignisse wird das Szenario des abdeckenden Einleitungsstörfalls, hervorgerufen durch einen Ausfall sämtlicher Primärpumpen bei gleichzeitigem Versagen der beiden unabhängigen Abschaltssysteme, diskutiert. Dabei wird deutlich gemacht, daß trotz noch bestehender Unsicherheiten eine realistische Schadensobergrenze auf der Basis mechanistischer Analysen bestimmt werden kann. Dies wurde darüberhinaus mit sehr viel größerem Detail im Genehmigungsverfahren nachgewiesen /3.1, 3.2/. Die in der Bremer Vorlage /3.3/ zitierten Publikationen zu Einleitungsmechanismen und Folgephänomenen mit hohen Rampen in der Einleitungsphase werden im Anhang zu diesem Abschnitt sämtlich bewertet. Dabei wird deutlich, daß darin keine auf den SNR 300 übertragbaren neuen Aspekte genannt werden, aufgrund derer die aus mechanistischen Störfallanalysen bestimmte Obergrenze von 100 MJ für die mechanische Energiefreisetzung hypothetischer Störfälle überschritten werden kann.

3.1 Mechanismen für hypothetische Störfälle

In der vorliegenden Studie sind nur solche Störfälle zu betrachten, die ein erhebliches Potential zur Freisetzung mechanischer Energie haben. Im wesentlichen sind dies Störfälle, bei denen die Schnellabschaltung durch die beiden redundanten und diversitären Abschaltssysteme des SNR 300 versagt. Um bei solchen hypothetischen Störfällen neutronisch zu Energiefreisetzungen zu kommen, muß es als Folge der Störfallauslösung zur Erhöhung der Reaktivität im Kern kommen, ohne daß dies durch aktive Maßnahmen verhindert wird. In der Einleitungsphase des Störfalls, in der die Leistungs- und Temperaturverteilung im Kern weitgehend durch den Betriebszustand des Kerns festgelegt sind, wird die erreichbare thermische Energie der hypothetischen Störfälle durch die Raten der Reaktivitätserhöhung, die sog. treibenden Rampen, bestimmt. Für die Konversion von thermischer in mechanische Energie sind auch die Materialverteilungen am Ende der neutronischen Exkursion mitbestimmend. Bei der Steilheit der treibenden Rampen muß unterschieden werden zwischen solchen Rampen, die direkt durch das auslösende Ereignis eingebracht werden (Einleitungsrampen), und solchen, die indirekt durch Folgeereignisse ausgelöst werden (Folgerampen) und die i.a. in einen thermohydraulisch bereits stark veränderten Kernzustand einlaufen. Beide Arten von Rampen werden entscheidend durch die Einleitungsmechanismen für hypothetische Störfälle bestimmt. Der folgende Abschnitt faßt kurz die für den SNR 300 denkbaren Einleitungsmechanismen für hypothetische Störfälle mit Energetikpotential zusammen und begründet dann den Ausschluß der wesentlichen anderen in der Literatur genannten Einleitungsmechanismen mit hohen treibenden Rampen unter den Auslegungsgegebenheiten des SNR 300 und auf der Basis der Überprüfungen durch das Genehmigungsverfahren. Er geht dann abschließend auf die Folgeereignisse ein, die in der Einleitungsphase des Störfalls hohe Rampen hervorrufen können und bewertet sie für die denkbaren Ausgangssituationen beim SNR 300.

3.1.1 Mögliche Einleitungsmechanismen im SNR 300

Die nach dem heutigen Kenntnisstand und nach einer sorgfältigen Prüfung im Genehmigungsverfahren denkbaren Einleitungsereignisse für hypothetische Störfälle sind in Tab. 1 zusammengefaßt. Der hypothetische Störfall eines Pumpenabfahrens bei gleichzeitigem Versagen des ersten und zweiten Abschaltsystems (Loss of flow = LOF-Störfall) ist dabei der Auslöser, der indirekt über seine möglichen Folgerampen alle anderen mechanistisch denkbaren Auslöser sowohl von der Ein-

Tabelle 1: Untersuchung denkbarer Einleitungsmechanismen für hypothetische Störfälle

Annahmen über eine schwerwiegende Störung beim Betrieb der Anlage	Aktive bzw. passive Gegenmaßnahmen zur Störfallverhinderung sowie Anlageneigenschaften zur Begrenzung möglicher Störfallfolgen	Denkbarer Einleitungsmechanismus für hypothetische Störfälle: Notwendige Voraussetzungen und resultierender Störfalltyp
Ausfall der Primärkühlmittelumwälzung als Folge des gleichzeitigen Ausfalls aller Pumpen	Schnellabschaltung durch zwei diversitäre und in sich mehrfach redundante Abschalt-systeme	Kühlmitteldurchsatzreduktion unter der Annahme, daß die beiden unabhängigen Abschalt-systeme nicht wirksam werden. Störfalltyp: <u>Kühlmitteldurchsatzstörfall</u>
unkontrolliertes Ausfahren von Regelstäben mit der maximalen Geschwindigkeit	Schnellabschaltung durch zwei diversitäre und in sich mehrfach redundante Abschalt-systeme und bestimmungsmäßiges Abfahren des Kühlmittelmassendurchsatzes in der Anlage	Einlaufen einer positiven Reaktivitätsrampe in den Kern unter der Annahme, daß die beiden unabhängigen Abschalt-systeme nicht wirksam werden, der Kühlmittelmassendurchsatz in der Anlage aber bestimmungsgemäß abgefahren wird. Störfalltyp: <u>Leistungsstörfall mit überlagerter Kühlmitteldurchsatzreduktion</u>
unkontrolliertes Ausfahren von Regelstäben und Ausfall des bestimmungsgemäßen Abfahrens des Kühlmitteldurchsatzes in der Anlage bei Anregung der Schnellabschaltung	Schnellabschaltung durch zwei diversitäre und in sich redundante Abschalt-systeme	Einlaufen einer positiven Reaktivitätsrampe in den Kern unter der Annahme, daß die beiden unabhängigen Abschalt-systeme nicht wirksam werden, der Kühlmittelmassendurchsatz aber voll aufrechterhalten bleibt. Störfalltyp: <u>Leistungsstörfall</u>

trittswahrscheinlichkeit als auch von den möglichen Konsequenzen her abdeckt.

Als mechanistischer Auslöser für Leistungsstörfälle (TOP) kommt nur ein unkontrolliertes Ausfahren von Regelstäben in Betracht. Dabei können milde Einleitungsrampen von bis zu 4 c/sec generiert werden. Da das Scramsignal, das dabei nach kurzer Zeit durch die Leistungszunahme entsteht, im SNR 300 immer gleichzeitig an die Abschaltssysteme und an die Pumpen geht, führt dieser milde TOP bei Versagen der beiden unabhängigen Abschaltssysteme in eine Situation, in welcher ein Kühlmitteldurchsatzabfall überlagert wird (TOP-LOF). Die Konsequenzen dieses sog. TOP-LOF werden aber durch den LOF-Störfall abgedeckt, da dessen Folgerampen rückwirkungsmäßig gegenüber den milden Einleitungsrampen durch das Ausfahren der Regelstäbe stark dominieren. Erst wenn die Schnellabschaltung und die Pumpenabschaltung entgegen ihrer Bestimmung gemeinsam bei der Anregung des Scramsignals versagen, kommt es zu dem eigentlichen Leistungsstörfall (TOP = Transient Over Power). Die Ausführungen verdeutlichen, daß dieser Fall, verglichen zum LOF-Störfall, eine verschwindend kleine Eintrittswahrscheinlichkeit hat. Er wird im Genehmigungsverfahren nicht weiter betrachtet, da auch seine möglichen Konsequenzen gering sind und durch den LOF-Störfall abgedeckt werden. Bei den in anderem Zusammenhang für diesen Störfall durchgeführten Analysen zeigte sich, daß nur wenige Brennstäbe in solch einem Fall versagen /3.4/. Dabei bleibt der Brennstoff durch das Hüllrohr vom Natrium überwiegend getrennt. Neben den vernachlässigbaren Konsequenzen der milden neutronischen Leistungsexkursion bei diesem Störfall bleibt also auch das Arbeitspotential der nur lokal auftretenden Brennstoff-Natrium-Reaktionen (BNRs) bei diesen TOPs mit mechanistischem Auslöser vernachlässigbar.

3.1.2. Ausgeschlossene Einleitungsmechanismen

Vor allem in der älteren Literatur wird neben den oben genannten eine ganze Reihe anderer Einleitungsmechanismen für hypothetische Störfälle genannt. Für den SNR 300 wurden zum Zeitpunkt der Konzeptgenehmigung z.B. Einleitungsmechanismen mit höheren treibenden Rampen im Sicherheitsbericht diskutiert, die auch in der Bremer Vorlage zitiert werden, obwohl sie sich später bei genaueren Untersuchungen als unmöglich herausgestellt haben. Globale Annahmen über solche postulierten Störfallereignisse führten zum damaligen Zeitpunkt auf Seiten des Antragstellers zur Festlegung von maximal zu betrachtenden treibenden Rampen von 60 \$/sec, der Gutachter legte damals sogar 150 \$/sec zugrunde.

Bei diesen pauschal abdeckenden, keinem bestimmten Mechanismus zugeordneten Rampen wurde auch nicht unterschieden, ob diese sich direkt durch Einleitungsereignisse oder indirekt durch Folgeereignisse ergeben. Dieses Vorgehen war sehr konservativ. Es bildete letztlich die Grundlage für die Festlegung der Tankauslegungsgrenze von 370 MJ, die in keiner mechanistischen Störfallsimulation mit denkbaren Einleitungsereignissen auch nur annähernd erreichbar ist.

Heute ist das Gesamtsystem im Hinblick auf mögliche Einleitungsmechanismen vollständig durchgearbeitet, und es liegt eine Reihe von Detailanalysen der Belastungen und der Zuverlässigkeit von Abschaltung und Nachwärmeabfuhr vor. Aufbauend darauf können alle früher neben dem LOF-Störfall genannten Auslöser mit potentiell sehr hohen treibenden Rampen ausgeschlossen werden. Die wesentlichen Gründe für ihre Ausschließbarkeit im SNR 300 sollen im folgenden kurz zusammengefaßt werden.

3.1.2.1 Ausschluß des Durchlaufens großer Gasblasen durch den Kern

Der größere Eintrag von Gas, der bei Durchlaufen durch das Corezentrum hohe treibende Rampen aufgrund der positiven Voidrückwirkungen erzeugen würde, wird durch auslegungstechnische Anlageneigenschaften verhindert. Einmal vermeidet die Konstruktion die Bildung großer Strömungstoträume, in denen sich Gas ansammeln könnte. Führt die Kühlmittelströmung dennoch Gasmengen mit, dann verhindert der Gasblasenabscheider unterhalb des Reaktorkerns das Eintreten von Gasblasen in den Kernbereich. Es gibt auch Behauptungen, daß u.U. größere Mengen Argon-Schutzgas im Kühlmittel gelöst sein könnten, die im Gasblasenabscheider nicht abgetrennt werden und erst im Kernbereich zur Blasenbildung führen können. Diese Frage ist in der Fachwelt längst beantwortet /3.5/, denn das im Natrium u.U. in geringen Mengen gelöste Gas stellt keine Gefahr dar, da mit steigender Temperatur, also im Kernbereich, die Löslichkeit von Argon zunimmt. Gelegentlich wird auch der ältere Störfallauslöser Gasfreisetzung nach kohärentem Aufplatzen des Spaltgassammelraums als Mechanismus für das Durchlaufen einer großen Gasblase durch den Kern genannt. Dieser Mechanismus hatte eine gewisse Bedeutung bei früheren Sicherheitsanalysen für den FFTF, der ein oben angebrachtes Spaltgasplenum hat. Bei einer starken Kühlmittelerwärmung reduziert sich dort die Hüllrohrfestigkeit, während gleichzeitig der Plenumgasdruck ansteigt.

Während einer raschen Kühlmitteldurchsatzreduktion gibt es für den FFTF die Möglichkeit für ein Hüllrohrversagen im Bereich des Spaltgas-Plenums, bei dem das Natrium durch den hohen Gasdruck nach unten aus dem Kern verdrängt werden kann. Bei Annahme eines kohärenten Versagens kann man im FFTF dadurch zu recht hohen treibenden Rampen kommen. Diese Zahlen bis zu einigen 100 \$/sec aus älteren Veröffentlichungen werden wiederholt in der Bremer Vorlage zitiert. Sie sind aber viel zu hoch, da dieses kohärente Versagen nicht möglich ist und heute auch nicht mehr unterstellt wird. Für den SNR 300 ist das Spaltgasplenum unterhalb des Kerns angeordnet. Die Ergebnisse sind auch von daher nicht auf den SNR übertragbar, da sich die Belastungsverhältnisse und Hüllrohrfestigkeiten im unteren Spaltgasplenum während eines Störfalls nur unwesentlich ändern (die Eintrittstemperaturen bleiben weitgehend konstant).

3.1.2.2 Der Ausschluß des Absorberstabauswurfs

Der plötzliche Absorberstabauswurf, der letztlich zu einem Leistungsstörfall mit steilen Rampen führen würde, wird durch das Gewicht des Absorbers und die Strömungsführung des Kühlmittels im Absorber ausgeschlossen. Einmal müssen mehrere unabhängige Fehler unterstellt werden, ehe ein Absorber überhaupt frei beweglich wird. Zum anderen ist der SNR 300 ein Niederdrucksystem. Der Druckunterschied bei Versagen der Kühlmittelumschließung ist dabei nicht ausreichend für einen derartigen Auswurf, selbst wenn man eine solche freie Beweglichkeit unterstellen würde.

3.1.2.3 Ausschluß der schnellen Propagation von Bündelblockaden

Die Blockade eines Brennelements, bei deren Propagation früher steile Rampen durch Brennstoffbewegung und Kühlmittelvoidvorgänge mit BNR unterstellt wurden, wird einmal durch einen redundanten Kühlmittelzufluß am Brennelementfuß ausgeschlossen. Bei Annahme örtlicher Blockaden im Brennelementbündel wurde darüber hinaus durch aufwendige Versuche /3.6/, bei denen ein solches teilblockiertes Bündel in einen Reaktor eingesetzt wurde, nachgewiesen, daß sich die Folgephänomene selbst stabilisieren und die mit den Propagationseffekten verbundenen steilen Rampen folglich nicht möglich sind. Aber auch auf der Präventivebene erhält die Detektion solcher Blockaden von vornherein eine hohe Aufmerksamkeit, so daß eine rechtzeitige Abschaltung die Störfallbegrenzung in einem frühen Stadium

sicherstellt. Selbst bei unterstellten explosiven BNRs (Dampfexplosionen) als Folge einer sehr raschen Propagation innerhalb des Bündels konnte der mechanische Einschluß durch die Brennelementkästen nachgewiesen werden /3.7/. Die Blockade eines Brennelements ist von daher als Auslöser für hypothetische Störfälle mit potentiell hohen Einleitungsrampen ausgeschlossen.

3.1.2.4 Ausschluß hoher Rampen beim Spring-Back-Effekt

Im Zusammenhang mit den an sich ausgeschlossenen explosiven BNRs nach Bündelblockaden wird gelegentlich in der englischen Literatur auch der sog. Spring-Back-Effekt erwähnt /3.8/. Dabei soll die Rückstellung von vorher durch einen solchen BNR-Druckpuls nach außen gebogenen Bündelköpfen zu einer kohärenten ungünstigen Überschwingung führen, die einen begrenzten Reaktivitätswert mit extrem hohen Rampen zuführen kann. Ein solcher Mechanismus ist für den SNR 300 ausschließbar. Schon aufgrund von Auflagen zur Erdbebensicherung wurde das SNR-Core mit einem sehr festen Verspannungskonzept ausgelegt, in dem stärkere Verbiegungen der Köpfe nicht auftreten können. Das bestehende Spiel zwischen den Kästen erlaubt einen maximalen Reaktivitätshub von 30 c, der wegen der heterogenen Strukturen des Kernaufbaus nicht einmal kohärent, d.h. mit hohen Rampen zuführbar ist. Der Spring-Back-Effekt hätte daher, selbst wenn er auftreten würde, nur eine geringe Rückwirkung und käme als Auslöser für hypothetische Störfälle nicht infrage.

3.1.2.5 Ausschluß des Gitterplattenabsturzes

Gelegentlich wird angeführt, daß das Versagen der Gitterplatte den abgeschalteten Kern aus den Regelstäben herausfallen lassen könnte und dadurch hohe Reaktivitätsrampen zur Folge hätte. Ein derartiges Szenario ist jedoch wegen konstruktiver Anlageneigenschaften ausgeschlossen. Redundante Tragestrukturen und die festigkeitsmäßige Auslegung der Gitterplatte auf ein Vielfaches der maximal denkbaren Belastungen und Belastungskollektive wurden nachgewiesen. Sie unterliegen im Genehmigungsverfahren des SNR 300 einer besonders strengen Prüfung.

3.1.2.6 Schlußfolgerungen hinsichtlich der Steilheit von möglichen Einleitungsrampen

Nach dem Ausschluß dieser Einleitungsmechanismen mit potentiell hohen Rampen wird deutlich, daß hypothetische Störfälle mit Einleitungsrampen größer als 4 c/sec im SNR 300 unmöglich sind, und daß jedes Zitat, das letztlich auf die Folgen solcher hohen Einleitungsrampen hinweist, für den SNR 300 mit seinen nachgewiesenen konstruktiven Gegebenheiten heute als überholt angesehen werden muß.

3.1.3 Folge-Ereignisse

Neben den direkten treibenden Reaktivitätsrampen durch die Einleitungsereignisse können aber im Laufe des Störfalles abhängig von der Störfallart Folgeereignisse nicht ausgeschlossen werden, die größere treibende Rampen generieren. Wie später bei der Diskussion des LOF-Störfalles noch gezeigt werden wird, sind es heute letztlich diese Folgeereignisse, die die Störfallenergetik in einer mechanistischen Betrachtung bestimmen.

3.1.3.1 Die Natrium-Siedeüberhitzung

Hinsichtlich dieser Folgeereignisse wurde früher noch von der Möglichkeit extrem hoher Natrium-Siedeverzüge ausgegangen. Diese hohen Überhitzungen sollten wegen der damit verbundenen hohen Drücke zu raschen Expulsionsvorgängen des Natriums nach Siedebeginn führen und dadurch hohe Reaktivitätsrampen hervorrufen. Inzwischen wurde experimentell von verschiedenen Autoren nachgewiesen /3.9, 3.10/, daß die dazu erforderlichen Überhitzungen in technischen Systemen ausgeschlossen sind, da diese z.B. durch darin gelöstes Gas eine große Zahl von Siedekeimen enthalten. Darüberhinaus würden Temperaturgradienten innerhalb der Brennstabündel solche Überhitzungen, wenn überhaupt, dann nur ganz lokal zulassen. Die Natrium-Expulsion als Folge einer explosiven Siedeüberhitzung des Kühlmittels, die früher noch in zahlreiche Überlegungen einbezogen wurde, ist also heute ausschließbar. Die Natrium-Expulsion als Folge normaler Siedevorgänge, deren Rate nicht von der Überhitzung, sondern von der Dampfbildungsrate im beheizten Bereich des Bündels und damit von der Leistung bestimmt wird, ist dagegen ein dominantes Folgephänomen, dessen treibende Rampen die Exkursion in der Einleitungsphase des LOF-Störfalles bestimmen.

3.1.3.2 Die Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR)

Ein weiteres wichtiges Folgeereignis, das auch früher bereits in die Überlegungen zur Störfallenergetik einbezogen wurde, ist die BNR. Sie kann einerseits die treibenden Rampen steigern durch eine beschleunigte Kühlmittlexpulsion aus dem Kernbereich, sie kann den Abschaltvorgang in der Disassemblyphase durch die damit verbundenen Drücke beschleunigen, und sie ermöglicht u.U. eine effektivere Konversion von thermischer Energie in mechanische Arbeit. Für die Auswirkungen solcher BNRs gab es früher nur pauschale Ansätze. Die möglichen räumlichen Trennungen von Brennstoff und Natrium, wie sie z.B. beim LOF-Störfall vor dem Brennstabversagen auftreten, wurden nicht in die Überlegungen einbezogen.

Mit dem Ausschluß steiler Einleitungsrampen werden großräumige BNRs durch massives Stabversagen im natriumgefüllten Kernbereich unmöglich. Solche BNR-Auswirkungen, die früher unabhängig vom Einleitungsmechanismus pauschal abdeckend bei der Bestimmung des mechanischen Belastungspotentials hypothetischer Störfälle hinzugenommen wurden, sind bei dem heutigen Verständnis der Einleitungsmechanismen als Folgeereignisse ausgeschlossen. Die zahlreichen, in der Bremer Vorlage zitierten älteren Arbeiten, in denen dieser Mechanismus in großem Maßstab zur Berechnung mechanischer Energien eingesetzt wird, sind daher aus heutiger Sicht auf den SNR 300 nicht übertragbar. Für eine ausführlichere Diskussion der Brennstoff-Natrium-Reaktion sei auf Kapitel 5 verwiesen.

3.1.3.3 Das Brennstoff-Niederschmelzen

Als drittes wichtiges Folgeereignis, das hohe Rampen erzeugen kann, gilt das kohärente Brennstoff-Niederschmelzen unter Schwerkrafteinfluß, das sog. Slumping, bei dem sich zwei unterkritische Massen aufeinander zubewegen und überkritisch werden. Für diesen aus den alten Untersuchungen von Bethe und Tait übernommenen Mechanismus wurden früher von der Einleitungsphase her vollkommen entkoppelte parametrische Betrachtungen angestellt, die das Potential für sehr hohe Reaktivitätsrampen aufzeigten, die aber in der postulierten Weise physikalisch nicht auftreten können. Die mechanistische Ankopplung dieses Effekts an die Vorgänge in der Einleitungsphase führt letztlich zu stark verfeinerten Modellvorstellungen, die die heutigen Überlegungen zur Einleitungs- und Rekritikalitätsphase des LOF-Störfalls entscheidend mitbestimmen. Die in der Bremer Vorlage vorgenommene Übertragung der treibender Rampen parametrischer Untersuchungen zum Bethe-

Tait-Mechanismus im FFTF greift daher auf eine nicht mechanistische Betrachtungsweise zurück, die beim heutigen Stand der Technik nicht zulässig und sogar falsch ist.

3.1.4 Schlußfolgerungen hinsichtlich der Möglichkeit steiler treibender Rampen

Aus den Erläuterungen in diesem Abschnitt wird deutlich, daß die in der Bremer Vorlage zitierten und auf den SNR 300 übertragenen extrem hohen treibenden Rampen in der Einleitungsphase hypothetischer Störfälle kein Beleg dafür sind, daß eine Eingrenzung der Energiefreisetzung bei hypothetischen Störfällen nicht möglich sei. Die zitierten hohen Rampen, und das wird bei der detaillierten Erläuterung und Bewertung der angegebenen Referenzen im Anhang im einzelnen deutlich gemacht, basieren alle entweder auf Einleitungs- und Folgeereignissen, die in dieser Form im SNR 300 ausschließbar sind, oder sie basieren auf rein parametrischen Untersuchungen ohne jeden mechanistischen Bezug zu den physikalisch möglichen Abläufen hypothetischer Störfälle.

Der einzige und nach dem heutigen Kenntnisstand auch abdeckende Einleitungsmechanismus für die Konsequenzen hypothetischer Störfälle ist der LOF-Störfall mit Versagen der beiden unabhängigen Abschaltssysteme. Der folgende Abschnitt wird den heutigen Stand bei der mechanistischen Analyse der Einleitungsphase dieses Störfalles zusammenfassen. Dabei werden auch die noch bestehenden Unsicherheiten, die jedoch konservativ abgedeckt werden können, deutlich. Im Vorgriff läßt sich schon jetzt sagen, daß auch bei konservativ abgedeckten Unsicherheiten mechanistisch denkbare Ereignisketten, die zu mechanischen Energiefreisetzungen oberhalb der Auslegungsgrenze von 370 MJ führen, nicht erkennbar werden. Gegen die Ergebnisse der für den SNR 300 dokumentierten mechanistischen Analysen der Einleitungsphase, die den Autoren der Bremer Vorlage seit langer Zeit zugänglich sind, werden bisher auch keine Bedenken in der Vorlage dokumentiert.

3.2 Energetikpotential der Einleitungsphase des hypothetischen Kühlmitteldurchsatzstörfalles (LOF) ohne Scram im SNR 300

Die sichere Beherrschung des hypothetischen Kühlmitteldurchsatzstörfalles ohne Scram wurde im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für den SNR 300 nachgewiesen /3.1/. Der Nachweis der Beherrschbarkeit in der Einleitungsphase wird dabei auf der Basis mechanistischer Untersuchungen unter Verwendung des Simulationssystems SAS3D vorgenommen /3.11/, das weltweit den gegenwärtigen Stand der Tech-

nik bei den Untersuchungen dieses Störfalls repräsentiert. Das System integriert phänomenologische Modelle für die einphasige Kühlmittel- und Brennstab-aufheizung, für die transiente Deformation der Stäbe, das Natriumsieden, die Hüllrohrbewegung und für die Brennstoffbewegung sowie für die Beschreibung der Phänomene nach Versagen und BNR in nicht oder teilweise leergesiedeten Brennelementen. Für die Simulation werden die verschiedenen Bündelgruppen des SNR 300-Kerns mit bis zu 29 charakteristischen Kanälen dargestellt, wobei jeder Kanal das Verhalten eines charakteristischen Brennstabs der betreffenden Gruppe mit dem ihm zugeordneten Kühlmittel- und Strukturmaterialanteil simuliert. Die Kanäle werden hydraulisch durch ein Modell für den Primärkreis gekoppelt, das einen gemeinsamen Druckabfall im Eintrittsplenum und die transienten Durchsatzreduktionen für den gesamten Kreislauf unter Berücksichtigung der in den Kanälen ablaufenden Einzeleffekte simuliert. Die Kanäle sind neutronisch über die sog. verbesserte Punktkinetiknäherung gekoppelt. Sie bestimmt die transienten Leistungsänderungen aus den Rückwirkungen der verschiedenen Phänomene unter Verwendung zeitunabhängiger Leistungsformfunktionen und Reaktivitätswertverteilungen für die verschiedenen Corematerialien sowie den von lokalen Natriumanteil abhängigen und damit zeitabhängigen Beiträgen zum Dopplereffekt.

3.2.1 Erwarteter Störfallverlauf

Die Einleitungsphase des LOF-Störfalls verfolgt die nach dem Pumpenauslauf einsetzenden Phänomene vom stationären Ausgangszustand über die frühe einphasige Kühlmittelaufheizung in die Siede- und Austreibephase des Kühlmittels hinein. Die Einleitungsphase umfaßt etwa die ersten 10-15 sec des Störfallablaufs. Bei der Kühlmittelaustreibung aus dem Kerninneren kommt es zu einer Leistungssteigerung, da weniger Neutronen bei einer Kühlmittelverdünnung im Kerninneren absorbiert werden. Die größere Zahl von Neutronen ruft zusätzliche Spaltungsereignisse hervor, d.h. sie erhöht die sog. Reaktivität des Kerns, die ein Maß für die Neutronenmultiplikation darstellt. Man spricht in diesem Zusammenhang von positiven Natrium-Voidkoeffizienten. Die Höhe dieses positiven Voidkoeffizienten ist entscheidend für die Folgerampen, die aus diesem Natrium-Expulsionsvorgang resultieren können, und die der eigentliche Motor für die weiteren ablaufenden Phänomene beim LOF-Störfall sind. Bei der durch Sieden induzierten Kühlmittelexpulsion aus dem Kern wird zunächst nur das Natrium innerhalb der Bündel aus dem Kernbereich ausgetrieben, der Spalt zwischen den Kästen bleibt anfangs noch mit Natrium gefüllt, obwohl er bei den Analysen rückwirkungsmäßig voll von seinem Voideffekt her in Rechnung gestellt wird. Allein durch dieses Vorgehen werden die treibenden Rampen des Expulsionsvorgangs in pessimistischer Weise um ca.

20-30 % überschätzt. Die Simulation des Siede- und Expulsionsvorgangs, die mit einem experimentell sehr gut abgesicherten Modell erfolgt, führt mit dieser pessimistischen Annahme im SNR 300 zu Folgerampen von maximal 7-10 \$/sec.

Diese treibenden Rampen treten erst einige Zeit nach Siedebeginn auf, erzeugen dann aber eine rasche Leistungsexkursion. Dabei entsteht sehr rasch ein Anstieg der Brennstofftemperatur, mit dem sich unmittelbar negative Reaktivitätsrampen aufgrund des Dopplereffekts ergeben, die der Exkursion abschwächend entgegenwirken. Diese Abschwächungswirkung wird verstärkt durch die mit der Temperaturerhöhung auch rasch einsetzende axiale Brennstoffausdehnung, die einen zusätzlichen negativen Reaktivitätsbeitrag erzeugt, der eine vergleichbare Größenordnung hat wie der Dopplereffekt. Mit diesen Abschwächungseffekten wird die durch die Folgerampen des Expulsionsvorgangs induzierte Leistungsexkursion bei ca. 20-facher Nennleistung abgefangen.

Danach schreitet das Leersieden des Kerns ohne nennenswerte Leistungsänderungen weiter fort. Bei der erhöhten Leistung durch die vorausgehende Exkursion kommt es im SNR 300 zu einem zeitlich sehr dicht aufeinanderfolgenden, fast kohärenten Aufschmelzvorgang des nach Austrocknen nicht mehr gekühlten Hüllrohres und des Brennstoffs. Hüllrohrbewegungen sind daher vor dem Einsetzen von Brennstoffbewegungen im SNR 300 vernachlässigbar. Die Hüllrohrbewegung, die bei kleinen Voidkoeffizienten des Kerns (wie z.B. im FFTF), hohe Folgerampen induzieren kann, tritt im SNR 300 rückwirkungsmäßig wegen des immer gleich überlagerten, sehr viel stärkeren Reaktivitätseffektes durch Brennstoffbewegungen nicht in Erscheinung. Thermohydraulisch schließt das Fehlen separater Hüllrohrbewegungen auch eine relativ zur Brennstoffbewegung frühzeitige Blockierung des Kernbereichs durch Ausfrieren von Hüllrohrstahl an den Enden der aktiven Zone aus.

Unter der Randbedingung des quasi gleichzeitig bereichsweise aufschmelzenden Hüllrohrs und Brennstoffes setzt die Brennstoffbewegung abschnittsweise als sog. Aufbrechvorgang in den leergesiedeten Corebereichen ein. Unter dem Begriff Aufbrechen wird dabei modellmäßig der abschnittsweise Übergang von einer intakten Pelletsäule in bewegliches Material verstanden, bei dem sich die ursprüngliche Unterkanalgeometrie auflöst und die Materialbewegungen mit hydrodynamischen Methoden unter Ansatz bestimmter Strömungsformen beschrieben werden. Das Aufbrechen, das im allgemeinen im Core-Mittelnbereich initiiert wird, propagiert sehr rasch nach oben und unten. Die Kernmaterialien kommen dabei in den Einfluß der starken Druckgradienten der Na-Dampfströmung im unblockierten Bündel. Bei be-

strahltem Brennstoff werden zusätzlich dispersive Kräfte durch freigesetztes Spaltgas verfügbar. Die beweglichen Materialien werden dabei auseinandergetrieben und vor allem am oberen Ende der aktiven Zone verdichtet. Das führt zu einer raschen Abschaltung der Leistungsexkursion, ohne daß disassemblierende Dampfdrücke des Brennstoffs wirksam werden. Die hier geschilderten Abläufe sind qualitativ durch in-pile Experimente, siehe auch /3.12/ belegt und werden in SAS3D simuliert, wobei z.T. auch plausibel festgelegte Modellparameter verwendet werden. Das weitere Verhalten der Kernmaterialien nach dieser Abschaltung ist Gegenstand der Untersuchungen zur Übergangsphase. Es wird anfangs gekennzeichnet durch die Bewegungen der in der primären Leistungsexkursion noch nicht aufgebrochenen oberen Brennstabstümpfe, die durch die Druckgradienten im Kernbereich zunächst in der Schwebe gehalten werden, später auch in den Kernbereich zurückfallen und dabei aufbrechen und ebenfalls dispergieren. Energetische Rekritikalitäten werden bei den weiteren Vorgängen nicht erwartet, da die Materialien sich am Ende der Einleitungsphase zunächst bei noch intakten Brennelementkästen mit großer Inkohärenz bewegen und sich außerdem bereits auf einem hohen Enthalpieniveau befinden und dispersive Mechanismen mit Abschaltwirkung bei Einsetzen einer Rekritikalität sehr rasch verfügbar werden.

Das zuvor geschilderte erwartete Szenario des LOF-Störfalls in der Einleitungsphase hat ein zu vernachlässigendes mechanisches Belastungspotential. Im leeresiedeten Kern ist Natrium als Arbeitsmedium nicht verfügbar, die Brennstoffenthalpie liegt unterhalb der Dampfdruckschwelle. Verfügbar sind allenfalls Stahldampfdrücke, die später lokal eine milde Materialentladung hervorrufen können.

3.2.2 Grenzfallbetrachtungen

Wesentliche Änderungen beim mechanischen Belastungspotential gibt es auch dann nicht, wenn man alle Kräfte, die den Brennstoff gleich nach dem Aufbrechen dispergieren, unberücksichtigt läßt, und die durch Siedevorgänge induzierten Leistungsexkursionen fortsetzt mit den Slumping-Rückwirkungen der von oben nachsackenden intakten Brennstabstümpfe. Bei den gegebenen Leistungs- und Enthalpieverteilungen im Kern werden diese mit mechanistischen Methoden berechneten treibenden Folgerampen (max. 10-20 \$/sec) rasch durch Disassemblywirkungen des Brennstoffdampfdrucks beendet. Die Temperaturen sind dabei jedoch begrenzt und erlauben nur relativ schwache isentrope Expansionsarbeitspotentiale unterhalb von 20 MJ. Man ist also bei der Nachweisführung, daß der Kühlmitteldurchsatz-

störfall im SNR 300 kein nennenswertes mechanisches Belastungspotential aus der Einleitungsphase heraus entwickeln kann, nicht auf den qualitativ nachgewiesenen, modellmäßig aber nicht leicht zu quantifizierenden Dispersionseffekt anderer Arbeitsmedien als dem Brennstoff angewiesen.

Um zu wirklich energetischen Abläufen in der Einleitungsphase des Kühlmitteldurchsatzstörfalls im SNR 300 zu kommen, muß man bis auf den Dopplereffekt den Ausfall aller experimentell nachgewiesenen frühen Abschwächungseffekte postulieren, (das sind die Rückwirkungen der axialen Brennstoffexpansion und alle Abschaltwirkungen durch unterhalb der Dampfdruckschwelle des Brennstoffs wirksam werdende frühe dispersive Kräfte). Das daraus resultierende energetische Szenario muß darüberhinaus mit pessimistischen Modellen und Parametern beschrieben werden. In diesem Fall kommt man durch die wenig abgeschwächten Folgerampen der siedeinduzierten Natriumexpulsion allein in nahezu promptkritische Zustände mit ca. 100-facher Nennleistung herein.

Die Brennstoffaufheizung erfolgt dabei sehr viel rascher als die des Hüllrohrs. Bei stärkerem Aufschmelzen des Brennstoffs werden Drücke durch die damit zusammenhängenden Dichteänderungen und Spaltgasfreisetzungen im Innern der Stäbe aufgebaut. Sie führen schließlich zu einem mechanischen Hüllrohrversagen. Der Kern ist bis dahin im Innern etwa halb leergesiedet, einige Bündel sind auch im oberen axialen Kernbereich mit Natrium gefüllt. Versagen mit BNR und die daraus resultierenden stark beschleunigten Natriumexpulsionen in dem nicht oder nur teilweise leergesiedeten Bereichen des Cores können unter diesen Umständen zu zusätzlichen, gegenüber den normalen Siederampen sehr viel höheren treibenden Folgerampen führen. Das mechanische Hüllrohrversagen initiiert einen Ausspritzvorgang von Brennstoff in den Kühlkanal durch den Versagensriß. Dieser Vorgang wird durch den Druck im Zentralkanal der Stäbe getrieben. Dabei bleibt die Stab- und Unterkanalgeometrie zunächst erhalten. Die axiale Brennstoffbewegung erfolgt getrennt innerhalb des Stabes zum Riß und innerhalb des Kühlkanals und kann kurzzeitig auch eine Kompaktierung von Brennstoff am Versagensriß hervorrufen. Die erhöhten Folgerampen durch die BNR-induzierte Natriumaustreibung können dabei je nach der axialen Versagensposition der Stäbe durch zusätzliche hohe Folgerampen aus der Brennstoffbewegung gesteigert werden. Man faßt diese energetiksteigernde Phänomenologie, die durch Versagen und BNR in einer durch normale Siedephänomene induzierten nahezu prompten Leistungsexkursion eine weitere Steigerung der Folgerampen erzeugen kann, unter dem Begriff LOF/TOP (im Englischen loss-of-flow driven transient overpower) zusammen. Die Eingrenzung des Energetikpotentials hypothetischer Kühlmitteldurchsatzstörfälle im SNR 300

erfolgt letztlich mit einer konservativen Simulation dieser durch extrem pessimistische Annahmen erzeugten LOF/TOP-Phänomenologie. Der Begriff LOF/TOP wurde erstmals bei der Sicherheitsanalyse des LOF-Störfalls im CRBR durch die NRC eingeführt /3.13/. Auch dort basieren die eingrenzenden Analysen zum Energetikpotential des LOF-Störfalls auf konservativen Untersuchungen dieser LOF/TOP-Ereignisse. Diese Untersuchungen, die im Anhang zu diesem Kapitel bewertet werden, bildeten die Grundlage für die Festlegung der Modellparameter der eingrenzenden LOF-Analysen für den SNR 300 (Core-Mittensversagen, niedrige Versagensenthalpie (50 % Schmelzfraktion), kleiner Versagensriß ohne Aufweitung, instantane Brennstoff-Fragmentation in pessimistisch kleine Partikel ($R = 0.01 \text{ cm}$)). Im Sinne einer physikalisch konsistenten Betrachtungsweise wurden die eigentlichen Grenzfälle dabei jedoch ohne Berücksichtigung des Brennstoffrückwirkungseffekts der BNR-Kanäle berechnet. Dieser in den SAS3D-Analysen stark überschätzte, vor allem durch die Spaltgasdrücke hervorgerufene Kompaktionseffekt des Brennstoffs am Versagensriß beruht auf einer einseitigen Geltendmachung von Spaltgaseffekten, bei der die ebenfalls vorhandenen früh dispersiven Kräfte des Gases nach dem Aufbrechen in leergesiedeten Bereichen in inkonsistenter Weise vernachlässigt werden. Bei Wirksamkeit dieser gleichen Drücke in den früh aufbrechenden Stäben käme es zu einem raschen Abschalteneffekt, der die für die Energetikeingrenzung postulierten LOF/TOP-Ereignisse erst garnicht entstehen ließe.

Die konsistente Betrachtungsweise auf der Basis der Parameter der NRC-Studie /3.13/ mit der dem SNR 300 EOL-Kern (End of Life = voll abgebrannter Zustand) angemessenen feinen Coredarstellung in 29 Kanälen führt in der Grenzfallanalyse mit SAS3D zu einem isentropen Brennstoffexpansionsarbeitspotential von 64 MJ. Nimmt man diesen Kompaktionseffekt des Brennstoffs in inkonsistenter Weise in die Reaktivitätsbilanz dennoch herein, dann erhöht sich diese mechanische Energie aber nur wenig (um max. 10 MJ). Ursache dafür ist der im SNR 300 verhältnismäßig kleine Anteil von Bündeln, die vor Disassembly-Beginn von dieser LOF/TOP-Phänomenologie betroffen sind, da der SNR 300-Kern während eines LOF-Störfalls sehr viel gleichmäßiger aufsieht als der des CRBR.

In diesen Untersuchungen ist noch keine Rückwirkung durch Strukturverbiegungen (Bowling) während der Aufheizphase vor Siedebeginn enthalten. Diese Verbiegungsrückwirkungen aufgrund radialer Temperaturgradienten im Bündel sind wegen der Kernverspannung des SNR 300 schwach positiv, können jedoch bei den kurzen Zeitskalen der Durchsatzreduktion nicht schnell genug wirksam werden. Eine quasi-stationäre - das ist eine pessimistische - Berücksichtigung dieser Effekte ohne

Zeitkonstante führt beim Grenzfall nur zu unwesentlichen Zunahmen der mechanischen Energien. Die gelegentlich vorgebrachte Behauptung, der positive Bowing-Effekt könnte im SNR 300 nicht berücksichtigte hohe Energiefreisetzung zur Folge haben /3.14/, ist also falsch. Alle mechanistischen SAS3D-LOF-Analysen der Einleitungsphase führen zu mechanischen Energien von unter 100 MJ, bleiben also weit unterhalb des Auslegungswertes von 370 MJ. Die erwartete Konsequenz der Einleitungsphase dieses Störfalls ist in allen Fällen unenergetisch.

In einer neueren vorbereitenden Untersuchung zur Risikostudie für die CRBR von den SANDIA National Laboratories /3.15/ werden u.a. Unsicherheiten bei der Simulation der Einleitungsphase des LOF-Störfalls angesprochen, durch die die Wahrscheinlichkeit des Eintritts solcher energetischen LOF/TOP-Szenarien, wie sie oben postuliert wurden, im CRBR wesentlich höher angesehen werden. So kann danach allein das nicht dispersive transiente Brennstoffschwellen als Aufbruchmode⁺, der in einigen allerdings wenig prototypischen Experimenten festgestellt wurde /3.16/, im CRBR zur Einleitung von LOF/TOP-Szenarien führen. Vor diesem Hintergrund werden nun noch strengere Anforderungen für eine integrierte Simulation des Störfalls erhoben, bei der die z.T. plausibel verwendeten Modelle und Parameter aus SAS3D verbessert und besser als bisher von ihren konservativen Aussagen her experimentell abgesichert werden sollen. An keiner Stelle wird dabei jedoch die Sorge genannt, daß die treibenden Rampen aufgrund der bestehenden Unsicherheiten durch diesen oder jenen nicht berücksichtigten Effekt auf unbeherrschbar hohe Werte anwachsen können. Im Mittelpunkt des Interesses steht vielmehr die Frage nach der wahrscheinlichkeitmäßigen Bewertung der milden und der energetischen, durch LOF/TOP-Effekte bestimmte Szenarien des Kühlmitteldurchsatzstörfalls im CRBR, d.h. der phänomenologisch und nicht der statistisch bedingten Unsicherheiten. Bei den dominanten Phänomenen gibt es, wie die Studie selbst zum Ausdruck bringt, eine starke Abhängigkeit von dem der Analyse zugrundeliegenden Design.

Der SNR 300 schließt die LOF/TOP-Phänomenologie beim Kühlmitteldurchsatzstörfall ganz anders, als das im CRBR der Fall ist, designmäßig praktisch aus. Die axiale Expansion des Brennstoffs und ihre Rückwirkungen lassen in dem beim LOF-Störfall sehr viel homogener auf siedenden Kern des SNR 300 ein Versagen mit BNR in einem nahezu promptkritischen Reaktor nicht zu. Dies gilt selbst noch bei einer unteren Eingrenzung des Expansionseffektes durch den Längungseffekt

der Hüllrohrdehnung. Von daher hat z.B. die Frage des Aufbrechmodes und des Brennstoffbewegungseffekts nach dem Aufbrechen in leergesiedeten Bereichen nur eine geringe Bedeutung, denn die daraus resultierenden Unsicherheiten haben auf die Störfallenergetik der Einleitungsphase nur einen schwachen Einfluß. Um im SNR 300 überhaupt zu energetischen Abläufen des LOF-Störfalls zu kommen, mußte neben dem schwer quantifizierbaren frühen Dispersionseffekt des Brennstoffs nach dem Aufbrechen vorher erst einmal der volle Rückwirkungseffekt der axialen

+ Unter Aufbrechen des Brennstoffs versteht man dabei den vor allem durch thermische Zustände bedingten Übergang von einer intakten Stabgeometrie in bewegtes Material in den leergesiedeten axialen Stabbereichen ohne Hüllrohrman die stärker dispersive Stabwolkenbildung und die makroskopische Brockenbildung mit anschließendem Aufschäumen der Schmelze aus dem Stabinnenbereich /3.25/.

Expansion unterdrückt werden, von dem auch die SANDIA-Studie schreibt, daß er selbst bei energetischen Exkursionen auftreten wird. Anders als in der Studie für den CRBR sind daher die abdeckenden LOF-Untersuchungen für den SNR 300 mit der LOF/TOP-Phänomenologie als extrem unwahrscheinliche Grenzfälle einzuordnen.

3.2.3 Schlußfolgerungen

Aus dem kurzen Überblick über das Szenario der Einleitungsphase des LOF-Störfalles im SNR 300 wird deutlich, daß dieser Störfall mit seinen Folgerampen bei den heutigen mechanistischen Analysen direkt oder indirekt durch den beschleunigten Austreibevorgang des Natriums und den positiven Voidkoeffizienten des Cores bestimmt und durch den Bewegungseffekt des Brennstoffs abgeschaltet wird. Direkte Spaltgasfreisetzung in den Kühlkanal und Rückwirkungen durch niederschmelzenden Brennstoff spielen demgegenüber nur eine untergeordnete Rolle. Der Störfall hat nur vernachlässigbare unmittelbare mechanische Auswirkungen, daran ändern auch Unsicherheiten bei einigen Schlüsselphänomenen, wie z.B. der frühen Brennstoffbewegung, nichts. Um überhaupt zu Störfallverläufen für die Energetik-Eingrenzung zu kommen, müssen neben dem frühen Dispersionseffekt des Brennstoffs gleichzeitig und der negative Rückwirkungseffekt der axialen Brennstoffexpansion vollständig außer acht gelassen werden. Die unter diesen Umständen im Kern erzeugten LOF/TOP-Phänomene bleiben dabei immer auf einen relativ kleinen Bereich beschränkt, da das Core beim LOF-Störfall relativ gleichmäßig aufsie-

det. Ihr Einfluß ist daher nicht besonders sensitiv gegenüber Parameteränderungen. Sie führt zu eingrenzenden mechanischen Energien von maximal 64 MJ bei Expansion des sehr heißen zweiphasigen Brennstoffes auf 70 m³-Schutzgas-Volumen. Unter Berücksichtigung aller sonst noch denkbaren Unsicherheiten sind mechanische Energien oberhalb von 100 MJ bei mechanistischen Simulationen des LOF-Störfalls durch Disassembly-Vorgänge von der Einleitungsphase her also nicht erreichbar. Der wahrscheinliche Wert der mechanischen Energiefreisetzung dieses Störfalls liegt bei Null.

Beim Kühlmitteldurchsatzstörfall ohne Scram als Einleitungsmechanismus von hypothetischen Störfällen im SNR 300 gibt es kein berechtigtes Argument für das Auftreten wesentlich höherer Folgerampen, als den im Rahmen dieser mechanistischen Untersuchungen eingrenzend bestimmten Werten von max. 80-100 \$/sec für die Einleitungsphase. Der Kern siedet beim LOF-Störfall außerdem weitgehend leer, so daß diese relativ hohen pessimistisch eingrenzenden Rampen immer mit einer weitgehenden räumlichen Trennung von Brennstoff und Natrium verbunden sind. Das mechanische Belastungspotential dieses Störfalls bleibt aus diesem Grund auch bei eingrenzenden Untersuchungen in einem weit von der Auslegungsgrenze von 370 MJ entfernt liegenden Bereich. Nach heutiger Kenntnis gibt es keine Publikationen in der internationalen Fachwelt, die bei einer konsistenten Betrachtungsweise Argumente und Phänomene neu aufzeigen, die diese Aussage in Zweifel ziehen können. Das gilt auch für die zahlreichen, in der Bremer Vorlage zitierten Publikationen, die im Anhang bewertet werden.

3.3 Zusammenfassung

In diesem Abschnitt wurden Energiefreisetzungen im unmittelbaren Anschluß an die Einleitungsphase diskutiert. Sie werden bestimmt durch die Einleitungsmechanismen des Störfalls mit ihren direkten oder durch Folgeereignisse indirekt generierten reaktivitätserhöhenden Effekten, den treibenden Rampen.

Es wurde gezeigt, daß Mechanismen mit direkten potentiell hohen Einleitungsrampen für den SNR 300 ausschließbar sind, und daß jedes Zitat, das sich auf Einleitungsrampen größer 4 c/sec bezieht, für den SNR 300 mit seinen nachgewiesenen konstruktiven Gegebenheiten heute als überholt angesehen werden muß. Nur Folgerampen, die durch die Phänomene nach der Störfallauslösung entstehen und gegenüber dem Betriebszustand stark veränderte Randbedingungen im Kern (z.B. die räumliche Trennung von Brennstoff und Natrium) voraussetzen, können Stör-

fallverläufe mit einem gewissen Energetikpotential hervorrufen. Die erforderliche Konsistenz von treibender Rampe, Randbedingung im Kern und zugeordneter Störfallenergetik wird bei der Übertragung der in der Bremer Vorlage zitierten Literaturstellen mit hohen Rampen auf den SNR 300 allzu häufig übersehen. Schon von daher sind die meisten in der Bremer Vorlage zitierten Einleitungs- und Folgeereignisse mit hohen Rampen für den SNR 300 ausschließbar, abgesehen davon sind viele dieser Ereignisse auch auf rein parametrische Weise postuliert worden ohne irgendeinen Bezug zu mechanistisch möglichen Abläufen solcher Störfälle.

Der Kühlmitteldurchsatzstörfall (Ausfall der primären Pumpen mit Versagen der beiden unabhängigen Abschaltssysteme) ist für den SNR 300 der Einleitungsmechanismus eines schweren Störfalls, der durch seine potentiell hohen Folgerampen (Na-Sieden, Brennstoffbewegung) die möglichen Konsequenzen für alle anderen mechanistischen Störfallauslöser abdeckt. Der erwartete Verlauf der Einleitungsphase (Primärexkursion) dieses Störfalls im SNR 300 liefert eine zu vernachlässigende mechanische Energiefreisetzung. Erst bei extrem pessimistischer Modellierung und Parameterwahl - den sog. energetischen Grenzfällen - ergeben sich Folgerampen des Einleitungsereignisses von maximal 80-100 \$/sec. Aber selbst diese Rampen führen nur zu mechanischen Energiefreisetzungen unterhalb von 100 MWsec, die weit unterhalb des Auslegungsgrenzwertes von 370 MWsec liegen. Das Vorgehen bei der Bestimmung und Eingrenzung der Energetik der Einleitungsphase des LOF- Störfalls unterlag schon im Genehmigungsverfahren einer sehr strengen Überprüfung von der Gutachterseite. Darüber hinaus zeigen weder Veröffentlichungen der internationalen Fachwelt noch die in der Bremer Vorlage genannten Argumente neue, bisher unberücksichtigte Störfallaspekte auf, die bei konsistent mechanistischer Vorgehensweise zu höheren Werten für die mechanische Energiefreisetzung (bzw. die Reaktivitätsrampe) führen.

3.3 Anhang:

Diskussion und Bewertung von Literaturstellen

F.G. Kluge, K. Thurnay

Theoretische Behandlung von denkbaren schweren Unfällen bei Schnellen Brutreaktoren im Rahmen des Bethe-Tait-Modells,

KfK 1057 EUR 4314d, Sept. 1969

Der Bericht aus dem Jahr 1969 faßt die Ergebnisse von parametrischen Analysen hypothetischer Störfälle im Kernentwurf des Na-2-Reaktors zusammen, der Basis für die Entwicklung des SNR-300 war. Grundlage der Analysen ist das Programm FAUN-Z, ein 2-d. Disassemblyprogramm, in dem die Disassemblyrückwirkungen auf der Basis der alten, heute nicht mehr verwendeten Bethe-Tait-Methoden bestimmt wurden. Analysiert wurden die Energiefreisetzen in zwei Kernzuständen. Beim einen ist die ursprüngliche Corestruktur und Zusammensetzung bei Störfallbeginn noch erhalten, wobei hohe Rampen direkt vom Betriebszustand aus einlaufen. Beim anderen, dem sog. Melt-Down-Unfall wird von einer zerstörten Kerngeometrie ausgegangen. Die parametrischen Untersuchungen umfassen den Einfluß der Doppler-Konstanten und der heterogenen Pu- und Uran-Aufheizung, die zunächst eine schwächere, später aber während der Expansion eine länger anstehende Dopplerrückwirkung zur Folge hat. Ein- und zweidimensionale Analysen werden gegenübergestellt. Der Einfluß des Betriebszustandes wird untersucht, ebenso die Abschwächung des Dopplereffektes während des Brennstoffschmelzens. Kennzeichnendes Ergebnis der Exkursionsrechnung ist die EXCESS-Energie. Das ist eine thermische Energie, die relativ zum Siedepunkt des Brennstoffs bei 1 atm gebildet wird und nur Beiträge aus den Maschen enthält, deren Temperaturen über 3500 K liegen. Die EXCESS-Energie ist größer als die maschenweise isentrope Expansionsarbeit auf Umgebungsdruck (1 atm), die ebenfalls mit angegeben wird. Sie ist außerdem noch einmal sehr viel größer als die isentrope Expansionsarbeit auf das gedehnte Schutzgasvolumen von 70 m³, weshalb sie mit der 370 MJ Belastungsgrenze des Tanks nicht direkt verglichen werden darf.

Die Zitierung der Arbeit von Kluge soll vor allem durch den Hinweis auf Dopplerschwingungen belegen, daß sich vernünftige obere Grenzen für die Energiefreisetzung nicht angeben lassen. Unter dem Sammelbegriff Dopplerschwingung ist in der Literatur die Erscheinung bekannt, daß die Exkursion mit Disassembly je nach Dopplerkonstante in mehreren, durch den Dopplereffekt abgefangenen Pulsen ablaufen kann. Dies gilt nur solange, wie die Abflachung der Temperaturänderungsrate bei der Brennstoffexpansion mit ihren abgeschwächten Dopplerrückwirkungen noch nicht voll durch die Bewegungsrückwirkungen des expandierenden Brennstoffs kompensiert wird, die bei hohen Energien natürlich weit überwiegen.

Bei den SAS3D-Grenzfallanalysen des LOF-Störfalls ist das Enthalpieniveau des Brennstoffs im Bereich der hohen Folgerampen (d.h. nach dem Brennstabversagen) in jedem Fall so hoch, daß die Kerndisassembly einen erneuten Anstieg der Reaktorleistung nach der Dopplereffekt bedingten Begrenzung des Leistungsmaximums nicht mehr zuläßt.

Nur im unteren Energiebereich ist mit verstärktem Dopplereffekt bzw. mit abgeschwächter Einleitungsrampe begrenzt eine Zunahme der Energie möglich. Der Betrag dieser Zunahme im unteren Energiebereich ist jedoch klein und wird durch die Maßzahl der EXCESS-Energie fehlerhaft übertrieben und von den Autoren der Bremer Vorlage noch dazu falsch angegeben. Von "mindestens einem Faktor 10" kann dabei wirklich nicht die Rede sein. Übertragen auf das isentrope Arbeitspotential bei Expansion auf Schutzgasvolumen liegen die Dopplereffekt bedingten Schwankungen der Energiefreisetzung bei verschiedenen Einleitungsrampen alle unterhalb des zulässigen Belastungspotentials. Es ist daher falsch, aus diesen Schwankungen im unteren Energiebereich den Schluß zu ziehen, daß auch bei niedrigeren Einleitungsrampen durch die Schwingungseffekte hohe Energiefreisetzung auftreten können und mithin vernünftige Grenzen nicht angebar sind.

Als weiterer Parameter, der größere Schwankungen in der Energiefreisetzung bewirkt, wurden Unsicherheiten bei der anfänglichen Coretemperatur und Leistung im Kluge-Bericht genannt. Bei Übertragung auf den SNR 300 kann nur von Unsicherheiten bei der Leistungsbestimmung bzw. Leistungsmessung die Rede sein. Diese können maximal 4% betragen. Selbst wenn die größtmögliche Abweichung unterstellt wird, dann bedeutet dies eine Änderung der thermisch im Brennstoff gespeicherten Energie von 0,1%, das ist auch im Hinblick auf die mechanische Arbeitsfähigkeit vernachlässigbar. Ein Faktor 2 in der Unsicherheit, wie er von den Autoren der Bremer Vorlage vor allem durch diesen Effekt argumentiert wird, ist also unsinning.

Generell ist zur Studie von Kluge noch zu sagen, daß es sich hier ebenso wie bei den meisten anderen frühen Studien um eine parametrische Untersuchung von Einzelphänomenen handelt. Die verwendeten Einleitungsrampen wurden dabei in einem Bereich variiert, für den es im SNR 300 keine mechanistischen Auslöser gibt. Darüber hinaus ist diese ältere Studie hinsichtlich der Detaillierung in der Phänomenbeschreibung nach heutigem Kenntnisstand überholt. Zum Beispiel wird heute u.a. auch die Verringerung der Dopplerrückwirkungen während des Auf-

schmelzvorganges des Brennstoffs durch den Haltepunkt der Temperatur in den radial über dem Stab analysierten Temperaturprofilen sehr viel detaillierter erfaßt als in den alten Untersuchungen von Kluge. Der Hinweis auf Seite 997 der Bremer Vorlage, daß dieser schon aus dem Kluge-Bericht her bekannte Abschwächungseffekt der Dopplerrückwirkung in den neueren Untersuchungen unberücksichtigt bleibt, ist daher auch falsch.

A. Renard, M. Stievenart

Fast Reactor Design Basic Accident Analysis, Belgonucleaire

Topical Report BN 6905.05 308.09/177/n/033, Mai 1969

Diese ältere Arbeit aus dem Jahre 1969 faßt die Ergebnisse ähnlicher parametrischer Analysen hypothetischer Störfälle im Kernentwurf des Na-2-Reaktors zusammen, wie sie später auch im Bericht von Kluge dokumentiert werden. Grundlage ist hier das belgische Programm PANIC, das wie der Code FAUN-Z aus der Kluge-Arbeit /3.17/ auf der Bethe-Tait-Methode basiert. Die Simulationen sind jedoch weniger detailliert als bei Kluge, z.B. wird die Abschwächung des Dopplereffekts während des Brennstoffschmelzens nicht erfaßt.

Die Arbeit wird als Nachweis dafür zitiert, daß sich vernünftige obere Grenzen für die Energiefreisetzung von hypothetischen Störfällen nicht angeben lassen. Dem ist letztlich das gleiche zu entgegnen, wie in den Schlußfolgerungen, die aus der Arbeit von Kluge gezogen werden. Die gezeigten Dopplerschwingungen und die berechneten thermischen Energien bleiben in dem relevanten Bereich von Einleitungsrampen und Dopplerkonstanten trotz der damals noch sehr einfachen und nach heutigem Standpunkt überholten nichtmechanistischen Berechnungsmethoden alle unterhalb der Auslegungsgrenze von 370 MJ. Die in den Arbeiten zitierten EXCESS-Energien, d.h. die thermischen Energien des Brennstoffs oberhalb des Siedepunktes, sind dabei allerdings keine direkt vergleichbaren Zahlen, sondern müssen erst auf die Expansionsenergien bei Ausdehnung auf das Reaktor-Schutzgasvolumen umgerechnet werden.

D.R. McFarlane

Reactivity Transients leading to Disassembly in Oxide-Fueled Fast Reactors
Trans. ANS 12, 342, 1969

In dieser frühen Arbeit aus dem Jahr 1969 wird ein damals neues integriertes Codesystem SASIA/MARS vorgestellt. Zu Demonstrationszwecken wird ein damit durchgerechneter Leistungsstörfall mit einer Einleitungsrampe von 1 \$/sec erläutert, wobei keine näheren Angaben über Leistungsgröße und Neutronikdaten des zugrundegelegten Kerns gegeben werden. Das Neue an diesem System war der erste Versuch einer integrierten Einbeziehung der Einleitungsphase in die Untersuchungen. Nur waren die dazu verwendeten Modelle damals vollkommen unzureichend. Das ganze Core wurde nur durch einen Stab repräsentiert, was die Kohärenz der Ereignisse in unzulässiger Weise überschätzt. Darüberhinaus wurde ein Siedemodell verwendet, dessen Ergebnisse in krassem Gegensatz zu allen experimentellen Daten stehen. Brennstabversagen mit BNR-induziertem Austreiben des Kühlmittels aus dem Kernbereich als dem eigentlich adäquaten treibenden Mechanismus für die Disassembly-Phase dieses Leistungsstörfalls wurde überhaupt nicht berücksichtigt. Die Arbeit dokumentiert allenfalls ein Zwischenergebnis bei der Entwicklung integrierter Codesysteme, ist nach heutigem Stand der Technik jedoch in quantitativer Hinsicht nicht mehr belastbar.

Die Arbeit von McFarlane wird nun gerade wegen ihrer quantitativen Aussagen in der Bremer Vorlage zitiert und als Beleg für extrem hohe Rampen und Energiefreisetzung herangezogen. Sie soll letztlich nachweisen, daß sich obere Grenzen für die Energiefreisetzung nicht angeben lassen. Dabei wird mit den hohen Rampen argumentiert, die in der zeitlichen Darstellung der Reaktivität erkennbar sind. Verantwortlich dafür ist das Siedemodell des SASIA-Systems. Seine Ergebnisse sind falsch. Das wird schon anhand der Zeitskalen deutlich, denn bei den gegebenen Trägheitswiderständen des Kühlmittels ist seine Verdrängung aus dem Kernbereich in Bruchteilen von Sekunden unmöglich. Hiervon kann man sich durch Vergleich mit jedem experimentell verifizierten Siedemodell, wie sie heute in modernen integrierten Systemen verwendet werden, in einfacher Weise überzeugen. Nur durch diese modellbedingte, physikalisch aber unmögliche instantane Natriumentfernung im ganzen Corebereich entstehen letztlich die hohen Rampen in dieser Veröffentlichung. Eine adäquate Beschreibung der Auswirkungen solcher 1 \$/s Einleitungsrampen, für die es im SNR 300 allerdings keinen Mechanismus gibt, würde auf der Grundlage des heutigen phänomenologischen Verständnisses zu unenergetischen Abläufen führen.

Die Ergebnisse dieser älteren Veröffentlichung sind daher auf der Grundlage neuerer Erkenntnisse überholt und sind kein Beleg für mechanistisch erzielbare hohe Einleitungsrampen und Energiefreisetzungen.

A.E. Waltar, et al.

Considerations of Sodium Conditions and Molten-Fuel/Sodium Interactions for Fast Reactor Excursion Calculations

Trans. ANS 11, 694, 1968

In dieser älteren Arbeit werden, ausgehend von einem Leistungsstörfall mit einer steilen Einleitungsrampe von 100 \$/sec, parametrisch sekundäre Effekte nach dem Stabversagen im natriumgefüllten Kern simuliert. Zugrundegelegt wird dabei ein dem FFTF ähnlicher Kernentwurf. Berücksichtigt werden 3 Aspekte: einmal die sekundären Reaktivitätsrampen durch BNR induzierte Na-Verdrängung aus dem Kernbereich, die die treibenden Rampen um bis zu 150 \$/sec erhöhen können. Zum anderen wird die Disassembly unter Heranziehung der hohen Einphasendruckspitzen durch BNR im wenig kompressiblen flüssigen Natrium berechnet, wodurch sich die thermische Energiefreisetzung dieses Störfalls trotz höherer treibender Rampen stark verringert. Zum dritten wird das mechanische Belastungspotential der Exkursion unter Hinzuziehung des Arbeitsmediums Natrium bestimmt, was je nach Energieaustausch zwischen Brennstoff und Natrium das Arbeitspotential verringern, aber auch steigern kann.

Die Zitierung dieser Arbeit in der Bremer Vorlage erfolgt wegen der hohen treibenden Rampen, die darin angegeben werden und die letztlich belegen sollen, daß sich eine vernünftige obere Grenze für die Energiefreisetzung von hypothetischen Störfällen nicht belegen läßt. Hierzu muß festgestellt werden, daß es sich bei dieser Studie ausschließlich um parametrische Untersuchungen handelt. Die Annahme hocheffizienter BNRs (Hicks-Menzies) unter Einbeziehung des gesamten Corematerials, aber mit Voidvorgängen, die ausschließlich auf den Core-Mittenbereich beschränkt bleiben, verbietet sich dabei aus Konsistenzgründen. Die Sekundärrampen durch BNR-induziertes Voiden sind deshalb weit überhöht und würden bei einem Stabaufreißen über größere axiale Bereiche sehr rasch negativ werden. Ganz abgesehen davon liegen die 100 \$/sec Einleitungsrampen dieses Störfalls weit oberhalb dessen, was mechanistisch im SNR 300 überhaupt möglich ist. Die Randbedingungen für derartige BNR-bestimmte Szenarien sind daher also a priori schon gar nicht erreichbar. Eine Übertragung der hohen treibenden Rampen aus dieser Veröffentlichung auf den SNR 300 ist schon von daher nicht zulässig.

A.E. Waltar, A. Padilla

A Quasi Three-Dimensional Approach for Estimating Sodium Voiding Incoherency
Trans. ANS 13, 650, 1970

Die Arbeit berichtet über parametrische Untersuchungen zu Na-Expulsionsvorgängen, die durch Spaltgasfreisetzungen nach Versagen eines oben über dem Core angebrachten Spaltgasplenums mit je nach dem Abbrand unterschiedlich hohen Gasdrücken entstehen können. Auslöser für das Hüllrohrversagen sind Druckerhöhungen durch Aufheizung des Spaltgasplenums aufgrund von Kühlmittelerwärmung und Sieden während eines raschen Durchsatzabfalls als Folge eines Rohrleitungsbruchs. Der zugrundeliegende Reaktor ist dem FFTF sehr ähnlich. Die positiven Kühlmittelvoidwerte dieses Kerns sind jedoch weit überhöht. Sie wurden künstlich angehoben, um den Einfluß der in dem Beitrag diskutierten Inkohärenzen auf die Rückwirkungen des Voidvorganges deutlicher zu machen (... "augmented central void worths values were utilized to emphasize the reactivity effects associated with coolant voiding").

Die Arbeit wird in der Kommissionsvorlage zitiert wegen der hohen Voidrampen von 100-200 $\$/s$, die darin angegeben werden, zitiert. Daß diese sich infolge der willkürlichen Voidwertanhebung dieses Cores ergeben, wird mit keinem Wort erwähnt. Ebensowenig wird erwähnt, daß es sich hierbei um spaltgasinduzierte Na-Expulsionsvorgänge handelt, die im SNR 300 wegen des unten angeordneten Gasplenums in dieser Kohärenz vom Design her schon unmöglich sind. Stattdessen versucht man den Eindruck zu erwecken, daß man vor allem durch normales Na-Sieden in diesem Reaktor derartig hohe treibende Rampen erzeugen kann.

Die parametrische Untersuchung von Waltar wird deshalb falsch interpretiert in der Kommissionsvorlage. Hinweise für mechanistisch im SNR 300 erzielbare ungewöhnlich hohe Rückwirkungsrampen durch Siedevorgänge sind daraus nicht ableitbar.

A.E. Waltar, W.T. Sha

A New Computational System for Fast Reactor Accident Investigation

Trans. ANS 13, 371, 1970

Diese Arbeit beschreibt die Auswirkungen eines Durchlaufens einer größeren Gasblase durch den Kern des FFTF als Demonstrationsbeispiel für die Möglichkeiten eines integrierten Störfallsimulationssystems in der Einleitungs- und Disassemblyphase mit den gekoppelten MELT-II/VENUS-Codes.

Die Arbeit wird zitiert wegen der darin angegebenen Rampensteilheit für diesen Störfall von 80 \$/sec beim Übergang zur Disassemblyphase. Rampensteilheiten in dieser Größenordnung am Umschaltzeitpunkt zur Disassembly, ausgehend von der Einleitungsphase können im SNR 300 nicht zu einer Überschreitung der Belastbarkeitsgrenze nach der Disassembly führen. Allgemein sollte man aber darauf hinweisen, daß sich im Eintrittsplenum des SNR 300 ein passiv wirksamer Gasblasenabscheider befindet, der ein Durchlaufen größerer Gasblasen durch den Kernbereich mit positiven Voidkoeffizienten unmöglich macht. Randbedingungen für das in der Arbeit untersuchte Szenario sind daher im SNR 300 von vornherein ausgeschlossen.

C.N. Kelber et al.

Safety Problems of Liquid-Metal-Cooled Fast Breeder Reactors

ANL 7657, February 1970

Ziel dieser älteren Arbeit aus dem Jahr 1970 war es, einen umfassenden Überblick über die Sicherheitsprobleme von natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren auf der Basis des damaligen Kenntnisstandes zu geben. Der Bericht bildete die Grundlage für die Definition von Forschungs- und Entwicklungsprogrammen in diesem Bereich. Bei der Auflistung der bestehenden Probleme wird an keiner Stelle behauptet, daß deren Lösung vor dem Bau und der Inbetriebnahme von natriumgekühlten Reaktoren erforderlich ist. Entwurfsänderungen und andere konservativ abdeckende Maßnahmen auf der Präventiv- und Containmentebene sind immer möglich, in der ersten Generation von Schnellbrüterreaktoren auch erforderlich. Im Genehmigungsverfahren ist dann nachzuweisen, daß die bestehenden Unsicherheiten bei wichtigen Phänomenen durch solche Maßnahmen beherrscht werden können. Parallel dazu muß man sich jedoch von der Forschungsseite her auch bemühen um "... inspiring attacks on outstanding problems rather than inspiring design changes that will circumvent these problems" (Zitat auf Seite 10). Dies ist vor allem im Hinblick auf die Entwicklung verbesserter Entwurfskriterien für die zukünftigen Generationen von natriumgekühlten Reaktoren wichtig.

In der Bremer Vorlage werden nun einige im obigen Sinne der Studie genannten Unsicherheiten bei Schlüsselphänomenen der Einleitungsphase vor einem ganz anderen Hintergrund zitiert.

Zitat auf S. 953 im Zusammenhang mit Unsicherheiten bei der Dampfexplosion beim Brennstabversagen und dessen Propagation, bei der Bewegung geschmolzenen Brennstoffs und bei der Berechnung der Auswirkungen schwerer Exkursionen (sinngemäß):

"Die Fragen berühren Problembereiche, in denen die Sorge besteht, daß ein SNR aus Sicherheitsgründen nicht akzeptabel ist".

Dabei bleibt unberücksichtigt, daß jeder dieser Fragenbereiche im Genehmigungsverfahren des SNR 300 behandelt wird, wobei Unsicherheiten durch Designmaßnahmen in pessimistischer Weise abgedeckt werden. Der Beweis, daß der SNR 300 trotz dieser Problembereiche sicher betreibbar ist, wird also im Genehmigungsverfahren erbracht.

Er soll hier nicht weiter erläutert werden. Zum Schlüsselphänomen der schnellen Propagation lokaler Störungen aufgrund von Dampfexplosionen wurde darüber hinaus auch experimentell der Nachweis erbracht, daß diese unter den Bedingungen des SNR 300 ausschließbar sind /3.7/. Zum Schlüsselphänomen der Bewegung von geschmolzenem Brennstoff gibt es detaillierte Modellentwicklungen für eine integrierte Simulation zusammen mit den anderen dominanten Phänomenen der Einleitungsphase. Bei einer konsistenten Betrachtungsweise, bei der örtliche Verteilungen von Leistungen und thermohydraulischen Kenngrößen einbezogen werden, läßt sich damit trotz aller Unsicherheiten bei den Einzelphänomenen sicher der Nachweis führen, daß die im Bericht von Kelber für ein kohärentes Aufeinanderfallen zweier größerer Corebereiche im Fermi-Reaktor in einfacher Weise abgeschätzten extrem steilen Rampen von bis zu 240 \$/sec ausgeschlossen werden können.

Zu allen oben angesprochenen Fragen laufen weltweit umfangreiche experimentelle und theoretische Forschungsprogramme. Diese sind weitgehend entkoppelt von den laufenden Genehmigungsverfahren für die verschiedenen Reaktoren. Hierzu gehören auch Überlegungen zu großen integralen sog. "Self Driven"-Tests, deren Wert jedoch recht umstritten ist. Das volle Verständnis der verschiedenen Schlüsselphänomene ist zwar sehr hilfreich, aber für die sicherheitstechnische Auslegung der Anlagen nicht unbedingt erforderlich. Das wird auch aus den einzelnen Erläuterungen zu den oben angeführten verschiedenen Punkten deutlich, die in der Bremer Vorlage aber nicht zitiert werden.

Die in der Vorlage ausgedrückte Sorge, daß der SNR wegen der genannten Fragen aus Sicherheitsgründen nicht akzeptabel ist, läßt sich aus der Arbeit von Kelber also nicht herleiten und wird auch von den Autoren der Vorlage selbst nicht weiter belegt.

W.T. Sha, A.E. Waltar

An Integrated Model for Analysing Disruptive Accidents in Fast Reactors

Nucl. Science and Eng. 44, p. 135, 1971

In dieser älteren Arbeit wird das integrierte Simulationssystem MELT-II/VENUS für die Beschreibung der Einleitungs- und Disassemblyphase vorgestellt mit den verschiedenen darin integrierten einfachen Modellen für Sieden, Spaltgasfreisetzung, Brennstoff-Natrium Reaktion, für das schwerkraftbedingte Zusammensacken der Stäbe (Slumpen) und für die Disassembly. Für die Disassembly werden dabei Informationen über gevoidete und ungevoidete Corebereiche konsistent von der Einleitungsphase übernommen und mit unterschiedlichen Zustandsgleichungen beschrieben. Beispielhaft werden am Ende der Arbeit zwei Anwendungsrechnungen, ein 5 \$/sec Leistungsstörfall und ein Durchsatzstörfall für den FFTF-Reaktor, erläutert.

Die Arbeit wird in der Bremer Vorlage aus zwei Gründen zitiert. Einmal speziell wegen der darin angegebenen Rampensteilheit von 150 \$/sec bei Umschaltung zur Disassembly-Phase. Zum anderen werden einige Bemerkungen der Autoren über die Qualität ihrer Modelle und die Einschränkung der Anwendbarkeit ihrer Analysen aus dem Zusammenhang genommen und als Beweis dafür angeführt, daß verbleibende Unsicherheiten letztlich auch energetischere Entwicklungen zur Folge haben können.

Die angegebene Rampensteilheit von 150 \$/sec ist das Ergebnis einer in dieser Weise niemals möglichen Phänomenologie. Sie wird erzeugt durch ein Abblasen des Spaltgases aus dem oberen Spaltgasplenum nach einem angenommenen Brennstabversagen im Core-Mittelnbereich. Diese ungedrosselte Spaltgasausströmung durch den Ringspalt zwischen Pellet und Hülle ist insbesondere bei Leistungsstörfällen, bei denen sich der Spalt zwischen Brennstab und Hülle schließt, ausgeschlossen. Möglich sind allenfalls Rückwirkungen durch beschleunigte Natrium-Expulsionsvorgänge aufgrund von BNR, die aber in diesem Beitrag nicht analysiert werden. Die Ergebnisse sollen entsprechend dem Titel des Beitrags daher nur die Code-Möglichkeiten demonstrieren. Es sind keine Sicherheitsanalysen für eine bestimmte Anlage. In diesem Sinne werden sie von den Autoren selbst auch bewertet. In der Bremer Vorlage wird dagegen versucht, diese völlig unmechanistischen Analysen als ein Beispiel zur Veranschaulichung der verschiedenen Möglichkeiten, in denen der Störfall in diesem Reaktor ablaufen könnte, dazu auch andere energetische Abläufe unterstellt werden. Hierzu liefert dieser Beitrag keine Grund-

lage. Abgesehen davon wird auch in dieser Arbeit mit der angenommenen Einleitungsrampe von 5 \$/sec ein Einleitungsmechanismus für den Leistungsstörfall unterstellt, der im SNR 300 ausgeschlossen werden kann.

D.E. Simpson et al.

Selected Safety Considerations in Design of the Fast Flux Test Facility
Proceed. of the International Conference on the Safety of Fast Reactors
Aix en Provence, Sept. 19-22, 1967

D.E. Simpson et al.

Assessment of Magnitude and Uncertainties of Hypothetical Accidents for the
FFTF
March 1971, HEDL-TME 71-34

In der älteren Arbeit von Simpson et al. zum FFTF aus dem Jahre 1967 werden die Sicherheitsüberlegungen, die für den Design des FFTF angestellt wurden, zusammengefaßt, wobei auch der damalige Auslegungsstörfall diskutiert wird. In der Arbeit aus dem Jahr 1971 wird über Sicherheitsanalysen von hypothetischen Störfällen auf der Grundlage des ersten verfügbaren integrierten Systems MELT II/VENUS zur Beschreibung von Einleitungs- und Disassemblyphase und damit zusammenhängenden Unsicherheiten berichtet. In beiden Fällen geht es um konservativ abdeckende Betrachtungen der Auswirkungen solcher Störfälle.

Beide Arbeiten werden in der Bremer Vorlage wegen ungewöhnlich hoher treibender Rampen für den Disassemblyvorgang zitiert. Der Bericht aus dem Jahr 1967 nennt eine treibende Rampe von 400 \$/sec für den Disassemblyvorgang im FFTF. Diese Rampe wurde in der Entwurfsphase des FFTF für die Berechnung der konservativen Energieobergrenze angesetzt, die Basis für die Containmentauslegung sein sollte. Die Grundlage für das Zustandekommen dieser Rampe ist ein kohärentes schwerkraftgetriebenes Zusammensacken zweier geschmolzener Corehälften. Es war schon damals ersichtlich, daß die Randbedingungen dafür physikalisch praktisch nicht erreichbar sind (Leistungsverteilung, Inkohärenzen usw.). Die Annahmen waren jedoch extrem pessimistisch und sind nur verständlich vor dem Hintergrund, daß integrierte mechanistische Analysemethoden damals nicht zur Verfügung standen und bestehende Unsicherheiten konservativ abgedeckt werden sollten. Die Übertragung einer derartigen Phänomenologie auf den SNR 300, wie es durch die Zitierung dieser Rampen in der Bremer Vorlage geschieht, bedeutet, daß man die Fortschritte, die inzwischen beim Verständnis und bei der integrierten Beschreibungsweise solcher Störfälle erzielt wurden, vollkommen außer acht läßt.

In diesem Zusammenhang wird in der Vorlage mit einer nicht näher bekannten In-

terpretation von Webb aus dem Jahr 73 gleich eine noch größere treibende Rampe von 500 \$/sec für den FFTF zitiert, die man auf die zweite Referenz von Simpson aus dem Jahr 1971 zurückführt und die allein durch Kühlmittelsieden in diesem Reaktor generiert werden soll. Es muß festgestellt werden, daß eine solche Rampe an keiner Stelle des zitierten Berichts von Simpson genannt wird. Es muß weiter festgestellt werden, daß der zugrundegelegte Mechanismus Kühlmittelsieden darin von den Rampen her garnicht in Erscheinung tritt. Treibender Mechanismus für höhere Rampen (der Bericht spricht von max. 220 \$/sec) ist ausschließlich ein in dieser Form im SNR 300 unmöglicher Na-Austreibevorgang (kein primärer Siedevorgang), hervorgerufen durch eine rasche Spaltgasfreisetzung nach dem ringweise kohärenten mechanischen Versagen der Spaltgasplena der verschiedenen Bündel. (Es ist denkbar, daß die Autoren der Vorlage einen Übersetzungsfehler begangen haben und den Oberbegriff Na-Voiding fälschlich auf das Einzelphänomen Na-Sieden eingeschränkt haben). Die Spaltgasplena liegen im FFTF oberhalb des Cores und werden bei einem Durchsatzstörfall rasch aufgeheizt, so daß sie anders als im SNR 300, wo sie unterhalb des Cores liegen, mit abnehmender Hüllrohrfestigkeit und zunehmendem Gasdruck versagen können. Der angenommene kohärente Versagensmode ist dabei praktisch ausgeschlossen für die zugrundeliegenden Temperaturänderungsraten in diesem Plenumsbereich. Er wird daher bei späteren Untersuchungen beim FFTF auch nicht weiter simuliert.

Die hohen Rampen, wie sie in dem Bericht von Simpson aus dem Jahre 1971 zitiert werden, sind also beim heutigen Kenntnisstand ausschließbar. Die ältere Arbeit ist aufgrund neuerer Erkenntnisse überholt. Der zugrundeliegende Mechanismus dieser hohen Rampe, das spaltgasinduzierte Voiden des Cores und nicht das wohl irrtümlich angeführte Na-Sieden ist außerdem durch die anderen konstruktiven Gegebenheiten des SNR 300 unmöglich. Die Übertragung dieser von Webb nachträglich noch einmal verdoppelten hohen treibenden Rampen auf den SNR 300, so wie es in der Bremer Vorlage versucht wird, entbehrt daher jeglicher physikalischen Grundlage.

A.G. Edwards, D. J. Mather

The Contribution of Bethe-Tait-Analysis to the Assessment of Fast Reactor Safety, Proceed. of the Conference on the Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable Operation

Karlsruhe 1972, p. 1287

Diese Arbeit berichtet über parametrische Untersuchungen zur thermischen und mechanischen Energiefreisetzung von Bethe-Tait-Störfällen. Den Untersuchungen liegen Reaktoren von mittlerer Leistungsgröße (670 MWth) und hoher Leistungsgröße (3000 MWth) zugrunde. Ohne mechanistischen Bezug zur Einleitungsphase werden die Auswirkungen verschiedener postulierter Einleitungsrampen für den natriumgefüllten und den leergesiedeten Reaktor mit einfachen eindimensionalen und zweidimensionalen Hydrodynamikmodellen mit und ohne radialer Disassembly untersucht. Dabei wird die alte Bethe-Tait-Methode angewendet, in der explizit nicht die Materialverteilungen, sondern direkt die daraus resultierenden Reaktivitätsrückwirkungen ausgewertet werden. Für einen breiten Bereich von Einleitungsrampen werden dabei die Auswirkungen unterschiedlich starker Dopplerkonstanten untersucht, die in ihrem Unsicherheitsbereich variiert werden, außerdem die Einflüsse der Ausgangsdichte und Voidverteilung im Kern sowie der Dampfdruckbeziehung für den Brennstoff. Die Studie untersucht weiter die Auswirkungen von Heterogenitätseffekten bei der Aufheizung von Spaltstoff und Brutstoff auf den Dopplereffekt und auf die während der Disassembly erreichbaren thermischen Energien der homogenisierten Mischung.

Die Studie wird in der Bremer Vorlage wegen der hohen Einleitungsreaktivitätsrampen, die ihr zugrundeliegen (im Maximum je nach Variaton 150 bis 600 \$/sec) und die mit recht hohen Energiefreisetzung verbunden sein können, zitiert. Sie weist auch auf die bei hohen Rampen möglichen Sekundärrampenraten hin, die durch stark beschleunigte Na-Austreibungen aus dem Core-Bereich aufgrund thermischer Wechselwirkung von Brennstoffschmelze und Natrium nach Brennstabversagen entstehen können.

Das Zitieren der Studie als Beleg dafür, daß sich vernünftige obere Grenzen für die Energiefreisetzung nicht angeben lassen, ist nicht statthaft. Es handelt sich dabei ausschließlich um nicht mechanistische Untersuchungen mit einer heute überholten Methode. Dabei werden Einzelphänomene untersucht, ohne daß diese einem bestimmten mechanistischen Gesamtunfallablauf zugeordnet werden können. Beim SNR ist es unmöglich, mechanistische Auslöser für die hohen Rampen dieser Studie anzugeben.

R.H. Shum, P.Y. Ma

An Approach for Determining the Effective Energy Release of a Fast Reactor Accident,

Trans. Am. Nucl. Soc. 13, 644, 1970

In dieser Arbeit wird über ein Verfahren berichtet, mit dem das Expansionsarbeitspotential und Druck-Zeit Verläufe für die Belastungen berechnet werden, die nach einem hypothetischen Unfall mit 100 \$/sec Einleitungsrampe in einem FFTF-artigen Reaktor an der Systemgrenze ankommen. Wesentliches Arbeitsmedium ist dabei Natrium, das nach dem Hicks-Menzies Modell in thermisches Gleichgewicht mit dem Brennstoff gebracht wird und in dem mit dem theoretisch höchsten Konversionsgrad thermische in mechanische Energie umgewandelt wird.

Die Arbeit wird wegen der hohen Einleitungsrampe und Konversionsgrade von thermischer in mechanische Energie zitiert, die wiederum belegen sollen, daß sich obere Grenzen für die Energiefreisetzung nicht angeben lassen. Ohne auf die unsinnig hohen Hicks-Menzies Wirkungsgrade für die BNR Konversion näher einzugehen (s. Kapitel 5), wird hier nur darauf hingewiesen, daß die Randbedingungen für das Einlaufen derartig hoher Einleitungsrampen, wie sie in dieser Studie postuliert werden, für den natriumgefüllten Kern des SNR 300 a priori nicht gegeben sind. Eine Übertragung dieser parametrisch postulierten Rampe als Einleitungsmechanismus für hypothetische Störfälle im SNR 300 ist daher nicht möglich. Diese parametrische Untersuchung ist daher kein Beleg dafür, daß sich obere Grenzen für die Energiefreisetzung nicht angeben lassen.

J. Marchaterre, T. Marciniak, J. Bratis, H. Fauske, J. Jackson

Work-energy characterization for core-disruptive accidents

Proceed. of the Intern. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics,
Chicago 1976, Vol III, 1121

Diese Arbeit faßt die Ergebnisse parametrischer Untersuchungen zusammen, mit denen verschiedene Methoden zur Berechnung der mechanischen Energiefreisetzung als Folge von hypothetischen Störfällen verglichen wurden. Vergleiche, die für verschiedene Reaktortypen durchgeführt wurden, zeigen dabei, daß die Arbeit aus dem Expansionsvorgang der Kernmaterialien vom Corevolumen auf das Schutzgasvolumen eine Maßzahl darstellt, die bei Reaktoren vom Loop-Typ i.a. recht gute Übereinstimmung mit der Verformungsenergie aus den strukturmechanischen Rechnungen liefert. Die Untersuchungen demonstrieren weiterhin, welcher geringer Anteil der Exkursionsenergie letztlich in Verformungsarbeit umgesetzt wird, wenn die Konversion thermischer in mechanische Energie über das Arbeitsmedium Brennstoff erfolgt. Die Ergebnisse dieser Parameteruntersuchungen zeigen bei höheren thermischen Energien eine überproportionale Zunahme der Konversionsrate in mechanische Energie, die u.a. auch mit dem exponentiellen Anstieg des Dampfdrucks mit der Temperatur zusammenhängt.

Die Bremer Vorlage macht auf letzteren Zusammenhang aufmerksam. Sie drückt dabei indirekt die Sorge aus, daß man im SNR 300 bereits mit geringfügig höheren thermischen Exkursionsenergien etwa durch steilere treibende Rampen die Auslegungsgrenze des Reaktortanks überschreiten könnte. Dabei wird jedoch übersehen, daß die Energiefreisetzung aller eingrenzenden Betrachtungen weit unterhalb dieser Designgrenze liegen. Die große Sicherheitsreserve bei den mechanischen Energien, auf die es in der Tat ankommt, wurde für den SNR 300 im Genehmigungsverfahren nachgewiesen. Selbst die Grenzfälle zur Energiefreisetzung bleiben mit ihrem isentropen Arbeitspotential unter 100 MJ und liegen damit weit unterhalb des Auslegungswertes von 370 MJ.

Die Bremer Vorlage erwähnt auch den Einfluß der räumlichen Temperaturverteilung auf das Arbeitspotential, der ebenfalls in diesem Papier von Marchaterre untersucht wird. Dabei soll sich das relativ steile Temperaturprofil, das in der Arbeit von Schmuck für den frischen Kern zitiert wird /3.18/, als besonders ungünstig erweisen. Hierzu ist festzustellen, daß Marchaterres Untersuchungen zum Einfluß des Temperaturprofils sich nur auf gleiche thermische Energien beziehen.

Diese sind jedoch bei gleichen treibenden Rampen der Disassembly nicht zu erreichen. Steilere Leistungs- und Temperaturprofile führen während der Disassembly zu einem rascheren Aufbau von Abschalt rückwirkungen, sie können daher auch zur neutronischen Abschaltung mit einem, gemittelt über den Kern, kleineren Energiegehalt des Brennstoffs führen. In einer konsistenten Betrachtung von Disassembly- und Expansionsphase haben steilere Profile von Leistung und Temperatur am Ende der Einleitungsphase daher hinsichtlich der mechanischen Energie geringere Auswirkungen als in dem von Marchaterre isoliert auf gleiche Endenergiezustände am Ende der Disassembly bezogenen parametrischen Ergebnissen.

Zusammenfassend läßt sich auch hier sagen, daß diese Arbeit in der Bremer Vorlage teilweise mißverstanden wurde und zum anderen keine Fakten enthält, die der Vorgehensweise im SNR 300 Genehmigungsverfahren widersprechen würden. Im Gegenteil, die Vorgehensweise im SNR-Genehmigungsverfahren stützt sich ganz wesentlich auf diese Arbeit.

P. Schmuck, C. Essig

Berechnungen von mechanischen Energiefreisetzung und verdampften Brennstoffmengen nach einem hypothetischen Kühlmitteldurchsatzstörfall in einem natriumgekühlten Schnellen Brutreaktor

Reaktortagung 1977

Unter Verwendung der gleichen Methoden, die im Marchaterre-Papier /3.19/ schon angewendet wurden, werden in diesem Beitrag isentrope Brennstoffexpansionsarbeiten speziell für die Situation beim Kühlmitteldurchsatzstörfall im SNR 300 parametrisch als Funktion der Rampensteilheit angegeben. Die Übereinstimmung mit den Werten von Marchaterre ist gut. Auch hier kommt es mit zunehmender Steilheit der Einleitungsrampe wegen der erhöhten Endtemperaturen zu einem überproportionalen Anwachsen der mechanischen Energie. Ebenso wie bei dem Papier von Marchaterre ist darauf hinzuweisen, daß im Genehmigungsverfahren für den SNR 300 eine genügend große Sicherheitsreserve gegenüber diesen Sensitivitäten nachgewiesen wurde. Hinzuweisen ist noch darauf, daß der mechanistische Bezug, der in der Bremer Vorlage zu den parametrisch in der Arbeit von Schmuck variierten Rampen hergestellt wird, falsch ist. Es handelt sich bei diesen Rampen eben nicht um die Auswirkung von Verdichtungen unter Gravitationseinfluß. Die Rampen sollen vielmehr nicht mechanistisch einen Unsicherheitsbereich eingrenzen, der trotz aller konservativen Parameter bei zahlreichen Phänomenen noch besteht.

F. Meyer et al.

Analysis and Evaluation of the Clinch River Breeder Reactor Core Disruptive Accident Energetics

NUREG-0122 (March 1977)

Diese oft auch als NUREG-Studie bezeichnete Veröffentlichung faßt die Ergebnisse von Analysen der NRC zu hypothetischen Störfällen im CRBR zusammen und bildet den Hintergrund für die von der NRC definierte Auslegungsbasis der mechanischen Energiefreisetzung von 1200 MJ für den CRBR. Diese Grenze setzt jedoch eine Expansion auf den Umgebungsdruck 1 bar voraus und ist mit dem 370 MJ Auslegungswert des SNR 300 nicht vergleichbar, worauf schon in Kapitel 2 hingewiesen wurde. Mit dem Expansionsvolumen des SNR 300 von 70 m^3 führt die Übertragung der nicht mechanistischen NRC Energieobergrenze für den CRBR von 1200 MJ im SNR 300 auf ca. 320 MJ. Die 370 MJ Auslegungsgrenze des SNR 300-Tanks wird daher anders als durch J. Benecke behauptet /3.20/ durch die Forderungen der NRC nicht überschritten. Mit der mechanistisch aus SAS3A Analysen bestimmten Obergrenze der NRC von 812 MJ erhält man sogar noch niedrigere Werte von 234 MJ. Die NRC-Analysen, die zu diesen energetischen Störfallverläufen und zur Festlegung dieser Obergrenzen geführt haben, wurden darüber hinaus vom Antragsteller nie akzeptiert und müssen zwangsweise bei einer Wiederaufnahme des Genehmigungsverfahrens für den CRBR nach unten korrigiert werden. Eine Überprüfung der alten Untersuchungen von Seiten des ANL /3.21/ hat grundsätzliche Schwächen bei der Core-Darstellung und der geltend gemachten Phänomenologie bei den NRC-Analysen der Einleitungsphase aufgezeigt. Diese lassen sich im wesentlichen in zwei Punkten zusammenfassen:

1. Die Core Darstellung

Die von der NRC gewählte 10 Kanaldarstellung des CRBR-Kerns war zu grob und führte zu einer starken Überschätzung des Stabanteils, der während der durch Sieden induzierten Leistungsexkursion gleichzeitig in noch mit Natrium gefüllte Bereiche hinein versagen konnte. Die danach einsetzenden beschleunigten Na-Explosionen aufgrund thermischer Wechselwirkungen des nach dem Versagen in den Kühlkanal gespritzten Brennstoffs mit dem Natrium (BNR) und die Brennstoffbewegungen innerhalb des Stabes zum Riß führten dabei zu übertrieben hohen Raten der Reaktivitätszuführung und weit überhöhten Energien. Die Erweiterung des 10 Kanal-Programms SAS3A auf das 34 Kanalprogramm SAS3D hat inzwischen diese bis dato mit der Core-Darstellung noch zusammenhängenden Unsicherheiten aufge-

löst. Die damit erneut durchgeführten Analysen /3.21/ tragen den mit der Inkohärenz zusammenhängenden Phänomenen adäquat Rechnung. Die genaue CRBR Core Darstellung in 33 Kanälen entsprechend der verschiedenen Bündelgruppen hat dabei allein eine starke Reduktion der Energie gegenüber der ungünstig zusammengefaßten Kanalkonfiguration der NRC-Studie nachgewiesen.

2. Spaltgaskinetik

Die NUREG-Studie verwendet in den oben erwähnten eingrenzenden Analysen eine physikalisch nicht konsistente Beschreibungsweise des Spaltgaseinflusses auf die Brennstoffbewegung nach dem Aufbrechen in leergesiedeten Core-Zonen und nach dem Versagen in natriumgekühlten Bereichen. Dieses Gas wird dabei nur einseitig zur Kompaktierung des Brennstoffs nach dem Stabversagen in nicht leergesiedeten Bereichen herangezogen, ohne sein früher wirksam werdendes auseinander-treibendes Potential nach dem Stabaufbrechen in den leergesiedeten Bereichen zu berücksichtigen. Diese frühe Wirkung hat eine sehr rasche neutronische Abschaltung zur Folge, die ein späteres Versagen in natriumgefüllte Bereiche mit beschleunigten Na-Expulsionen durch BNR und Brennstoffkompaktionen am Versagensriß (LOF/TOP-Ereignisse) verhindern bzw. reaktivitätsmäßig überkompensieren. Das im Brennstoff am Schmelzpunkt noch gelöste Spaltgas wird in der NUREG-Studie darüber hinaus noch instantan mit dem Aufschmelzen des Brennstoffs als Arbeitsmedium für diese Brennstoffkompaktion wirksam. Gerade hier zeigen zahlreiche experimentelle und theoretische Untersuchungen, daß allerhöchstens das an den Korngrenzen befindliche Gas (ca. 10-15 %) instantan beim Schmelzen verfügbar wird, und daß das restliche Gas aus der Schmelze mit einer gewissen Zeitkonstante von größenordnungsmäßig 100 msec freigesetzt wird /3.22/, /3.23/, /3.24/. Die einseitige Brennstoffkompaktierung am Versagensriß erfolgt daher in der NUREG-Arbeit zusätzlich mit einem überhöhten Spaltgasdruck, so daß das mit diesen Phänomenen zusammenhängende autokatalytische Potential stark überschätzt wird. Dieses Potential ist bedingt durch den Einfluß der Leistung auf die Schmelzrate, den Druckaufbau und die Rückwirkungen aus der resultierenden Kompaktion des Brennstoffs am Versagensriß. Anzumerken ist außerdem, daß die unter den Bedingungen des beim Durchsatzstörfalls stark vorgeheizten Hüllrohrs zu erwartende rasche transiente Rißaufweitung nach dem Versagen bei diesem einseitig geltend gemachten Spaltgasdruckaufbau modellmäßig völlig unberücksichtigt bleibt, obwohl dieser Effekt allein ausreichen würde, um das autokatalytische Potential der Brennstoffbewegung abzubauen. Durch eine rasche Rißaufweitung kommt es nach dem Versagen zunächst zu einer dominant radialen Brennstoffbewe-

gungen im Core-Mittelnbereich nicht entstehen läßt.

Die Überarbeitung der NUREG-Untersuchungen durch das ANL /3.21/ führte mit den gleichen Annahmen zu einer mechanischen Energie von 106 MJ bei Expansion auf das CRBR-Schutzgasvolumen. Gegenüber der ursprünglichen Obergrenze der NUREG-Studie entspricht das einer Reduktion um ca. 50 %. Hierbei wurde nur die Core-Aufteilung verfeinert und eine Zeitkonstante für die Spaltgasverfügbarkeit beim Schmelzen eingeführt. Die einseitige Geltendmachung der Spaltgaskräfte nur zur Brennstoffkompaktion ist darin noch enthalten. Zu einer argumentierbaren mechanistisch bestimmten Obergrenze der Energiefreisetzung kommt man erst mit einem physikalisch konsistenten Vorgehen ohne diesen einseitigen Kompaktionseffekt. Diese liegt für den CRBR nur noch bei 34 MJ und erreicht nicht einmal mehr 20 % des Grenzwerts der NUREG-Studie.

Entsprechende SAS3D-Untersuchungen zum Durchsatzstörfall im SNR 300 wurden auch am KfK durchgeführt /3.1/, /3.2/. Mit den Parametern der NUREG-Studie und einer ausreichend feinen Core-Aufteilung in 29 Kanäle ergibt sich eine Energie von 74 MJ. Die aus einem physikalisch konsistenten Vorgehen herrührende argumentierbare Energieobergrenze liegt sogar nur bei 64 MJ. Bei Simulation der erwarteten Phänomenologie, bei der vor allem die stark abschwächenden Rückwirkungen durch axiale thermische Brennstoffexpansion geltend gemacht werden, entsteht überhaupt kein nennenswertes mechanisches Belastungspotential mehr durch die beim Sieden in der Einleitungsphase induzierte Leistungsexkursion. Alle Untersuchungen für den SNR 300 bleiben von ihrem mechanischen Belastungspotential also weit unter 100 MJ. Die Obergrenze der NUREG-Studie, ist also auf der Grundlage des heutigen verbesserten Kenntnisstandes beim Phänomenologieverständnis und durch die heute möglichen verfeinerten Modellierungen überholt. Die Beseitigung der Diskretisierungs- und Modellierungsfehler dieser alten Analysen führt allein zu so starken Reduktionen bei der Energie, daß eine Revision dieser alten

-
- 1) Unter Aufbrechvorgang versteht man dabei den vor allem durch thermische Zustände bedingten Übergang von einer intakten Stabgeometrie in bewegtes Material in den leergesiedeten Core-Bereichen ohne Hüllrohrfestigkeit.

Forderungen bei einer Wiederaufnahme des Lizenzierungsverfahrens für den CRBR unumgänglich wäre.

Selbst die hohe und nach heutigem Verständnis nicht mehr begründbare Obergrenze aus der alten NRC-Forderung liegt aber bei Übertragung auf die Gegebenheiten des SNR 300 mit 320 MJ noch weit unterhalb der Auslegungsgrenze von 370 MJ für den Reaktortank, die im Genehmigungsverfahren zugrundegelegt wird. Diese hohe Belastungsgrenze von 370 MJ kann also weder durch die Ergebnisse der NUREG-Studie und erst recht nicht durch die überarbeiteten SAS3D-Analysen mit den pessimistischen Parametern der NUREG-Studie infrage gestellt werden.

3.4 Literaturverzeichnis

- /3.1/ Royl, P. et al.
Untersuchungen zu Kühlmitteldurchsatzstörfällen im abgebrannten
Mark 1A-Kern des Kernkraftwerks Kalkar
KfK 2845, Dezember 1978
- /3.2/ Royl, P. et al.
Unveröffentlichter Bericht (1981)
- /3.3/ Arbeitsgruppe Schneller Brüter an der Universität Bremen:
Nukleare Exkursionsunfälle im SNR 300
Materialband 3 zum Bericht der Enquête-Kommission
"Zukünftige Kernenergiepolitik"
Vorlage IV/K/10, Drucksache 8/4341
Deutscher Bundestag (1980), S. 905, ff
- /3.4/ Royl, P. et al.
Analysis of Hypothetical Overpower Accidents in the SNR 300
Mark 1A-Core with Modeling of Failure Incoherence
Nucl. Eng. and Design 43, (1977), p. 239
- /3.5/ Foust, O.J.
Sodium-NaK Engineering Handbook, Vol. I, S. 211
Gordon and Breach, Science Publishers, Inc. New York, 1972
- /3.6/ Kramer, W. et al.
In-Pile Experiments "MO1 7C" Related to Pin-to-Pin-Failure
Propagation
Procs. Fast Reactor Safety Meeting Seattle, 1979, Vol.1, p. 473
- /3.7/ Will, H.
Explosion Test on LMFBR Core Models, An Evaluation for
Reactor Safety
CONF-761001, Chicago 1976, Vol. III, p. 1419

- /3.8/ Hannaford, J. et al
Safety Issues in Licensing Commercial LMFBR 's
CONF-761001, Chicago 1976, Vol. I, p. 33
- /3.9/ Riethmüller, R.
Experimentelle Untersuchungen zur Bildung kritischer Siedekeime
in überhitztem Natrium
KfK 2334 (Okt. 1976)
- /3.10/ France, D.M. and Carlson, R.D.
Saturation of Liquid Metal with inert gas in forced convection
facilities
Int.Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 17, p. 957-959 (1974)
- /3.11/ Cahalan, J.E. et al.
A Preliminary Users Guide to Version 1.0 of the SAS3D-LMFBR
Accident Analysis Computer Code
SR 239831, (July 1977)
- /3.12/ Fischer, E.A. et al.
Ausarbeitung zur Behandlung hypothetischer Störfälle in natrium-
gekühlten schnellen Brutreaktoren, dargestellt am Beispiel
des SNR-300,
Materialband 3 zum Bericht der Enquete-Kommission
"Zukünftige Kernenergiepolitik",
Vorlage IV/K/6 Drucksache 8/4341 Deutscher Bundestag (1980),
S. 805 ff
- /3.13/ Meyer, J.F. et al.
An Analysis and Evaluation of the Clinch River Breeder Reactor
Core Disruptive Accident Energetics
NUREG-0122, March 1977

- /3.14/ Benecke, J. et al.
Arbeitsprogramm der Forschungsgruppe Schneller Brüter zur Durchführung von Teilen der "Risikoorientierten Analyse zum SNR 300"
Max-Planck-Institut für Physik und Astrophysik, München,
revidierte Fassung vom 25.10.81
- /3.15/ Williams, D.C. et al.
LMFBR Accident Delineation Study, Phase I Final Report
NUREG/CR-1507, Nov. 1980
- /3.16/ Cano, G.L. et al.
Visual In-pile Fuel Disruption Experiments
Procs. ENS/ANS International Topical Meeting on Nuclear Power
Reactor Safety, Brüssel 1978, Vol. 1, S. 343
- /3.17/ Kluge, F.G., K. Thurnay
Theoretische Behandlung von denkbaren schweren Unfällen bei
schnellen Brutreaktoren im Rahmen des Bethe-Tait-Modells
KfK 1057, EUR 4314d, Sept. 1969
- /3.18/ Schmuck, P., Essig, C.
Berechnung von mechanischen Energiefreisetzung und verdampften
Brennstoffmengen nach einem hypothetischen Kühlmitteldurchsatz-
störfall in einem natriumgekühlten Schnellen Brutreaktor
Procs. Reaktortagung, 1977
- /3.19/ Marchaterre, J. et al.
Work-energy characterization for core disruptive accidents
CONF-761001, Vol III, p. 1121, Chicago 1976
- /3.20/ J. Benecke
Questions about the Safety of Liquid Metal Fast Breeder Reactors
Procs. Conf. Energie et Société UNESCO, Paris, 16-18 Sept. 1981,
organisiert von der Groupe de Bellerive

- /3.21/ Bohl, W.R., Cahalan, J.E., Ferguson, D.R. et al.
An Analysis of the Unprotected Loss of Flow Accident in the
Clinch River Breeder Reactor with an End of Equilibrium Core
ANL/RAS 77 - 15 May 1977
- /3.22/ Fischer, E.
Private Mitteilung, September 1981
- /3.23/ Bailly, J. et al.
Breeder Reactor Fuel Performance Studies under TOP and LOF-
Accidents
Procs. Conf. on Reactor Safety Aspects of Fuel Behaviour
August 2-6, 1981, Sun Valley, Idaho, Session VII, paper 1
- /3.24/ Ostensen, R.
Fission Gas Bubble Modeling for LMFBR Accidents
Trans. Am. Nucl. Soc. 27, San Francisco 1977, p. 583
mit Korrekturen in Brief an P. Royl, KfK vom 14.3.1978
- /3.25/ Deitrich, L.W.
An Assessment of Early Fuel Dispersal in the Hypothetical
Loss-of-Flow Accident
Proc. Fast Reactor Safety Meeting Seattle, 1979, Vol. II, p. 615

4. Hohe Energiefreisetzung bei Rekritikalitäten

4.1. Einleitung:

Im Vorspann des Papiers "Nukleare Exkursionsunfälle im SNR 300" (/4.31/ "Bremer Vorlage") werden Veröffentlichungen angesprochen, die belegen sollen, daß mechanische Energiefreisetzungen sehr viel größer als 370 MJ (der Auslegungsgrenze des SNR 300) mit hoher Wahrscheinlichkeit erwartet werden müssen. Dabei wird insbesondere die Möglichkeit hoher Reaktivitätsrampen im Zusammenhang mit Sekundärkritikalitäten betont. In diesem Kapitel und in seinen Anhängen werden solche Veröffentlichungen diskutiert und auf Angaben zu Energiefreisetzungen untersucht, die bei Übertragung auf den SNR 300 über dessen Auslegungsgrenzen hinausführen könnten.

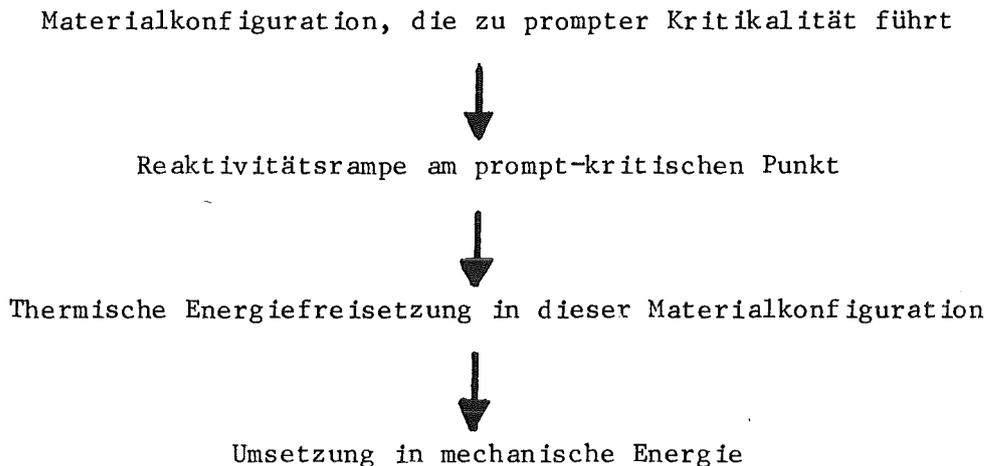
Bei der Durchsicht der Literatur zeigte sich allerdings, daß zwar häufig Reaktivitätsrampen berechnet und zitiert werden, daß aber explizite Angaben zur thermischen und mechanischen Energiefreisetzung fehlen. Die Ursache dafür mag darin liegen, daß nur im Rahmen eines Genehmigungsverfahrens die Forderung erhoben wird, den gesamten Störfallablauf bis zur evtl. Freisetzung mechanischer Energie quantitativ zu belegen und zu bewerten. Diesen Maßstab der Vollständigkeit brauchen in der Literatur veröffentlichte Papiere zu Detailproblemen nicht zu erfüllen. Da diese "vollständigen" Analysen zudem sehr mühsam und aufwendig sind, ist es verständlich, daß sich viele Autoren mit der Angabe von Reaktivitätsrampen etc. begnügen.

Es sollte aber schon hier auf ein Mißverständnis hingewiesen werden, das sich wie ein roter Faden durch die Bremer Vorlage zieht, und zwar der simplifizierte Zusammenhang zwischen Reaktivitätsrampe und mechanischer Energiefreisetzung bei Sekundärexkursionen. Daß dieser simplifizierte Zusammenhang stets bemüht wird, um hohe Energiefreisetzungen nachzuweisen, deutet darauf hin, daß die Autoren der Vorlage zu der Problematik nur wenig eigene Erfahrung haben und daher auch die Aussagen der von ihnen zitierten Autoren nicht richtig interpretieren konnten. Natürlich besteht eine enge Kopplung zwischen Energiefreisetzung und Reaktivitätsrampe. Genauer gesagt ist aber nur die Reaktivitätsrampe am oder oberhalb des promptkritischen Punktes maßge-

bend, weil es erst nach Überschreiten dieses Punktes zu energetischen Exkursionen kommen kann (dies wird aus Unkenntnis häufig übersehen).

Die Rampe ist im Falle von Sekundärexkursionen nichts von außen auf das System Aufgeprägtes, sondern wird durch die Kernmaterialbewegung selbst geschaffen.

Die richtige Logik für energetische Sekundärexkursionen ist also:



Die Rampe ist untrennbar mit ihrem erzeugenden System verbunden, so daß bei Angabe von Reaktivitätsrampen stets gleichzeitig auch die Konfiguration, aus der die Rampe entstanden ist, im Auge behalten werden muß.

Die thermische (und damit auch mechanische) Energiefreisetzung einer Exkursion wird neben vielen anderen Parametern, wie Materialkonfiguration, Anfangsleistung, Temperaturen, Vorläuferkonzentrationen etc., wesentlich durch die im System auftretenden Drücke (Druckprofile) bestimmt, welche während der Exkursion Kernmaterial bewegen können und schließlich die nukleare Abschaltung und Beendigung der Exkursionen bewirken. Kommt es in einer "dichten" Kernmaterialkonfiguration zu einer nuklearen Leistungsexkursion, so treten sehr hohe Einphasendrucke auf, die das Material sehr viel schneller auseinandertreiben als etwa in einer "verdünnten" Konfiguration (zweiphasig - Flüssigkeit-Dampf), wo die Materialbewegung im wesentlichen durch die Dampfdrücke der Materialien verursacht wird. Das heißt, entstehen durch ver-

schiedene Kernmaterialbewegungen in beiden Systemen zufällig gleich große Reaktivitätsrampen (am nuklear promptkritischen Punkt), so wäre z.B. die im einphasigen System produzierte Energiefreisetzung (thermisch und mechanisch) um Faktoren kleiner als im zweiphasigen System. Daß nun oft die Energiefreisetzung in Schaubildern als Funktion der Reaktivitätsrampe aufgetragen ist, sollte einen in diesem Zusammenhang nicht täuschen. Als integraler Ausdruck der Kernmaterialbewegung eignet sie sich ideal für die graphische Darstellung. Die Energiefreisetzung als Funktion der 3-dim. Kernmaterialverteilung, der Temperatur- und Druckfelder, des Reaktivitäts- und Leistungsniveaus etc. läßt sich bedeutend schwerer darstellen.

Der Leser soll hier nochmals deutlich darauf hingewiesen werden, daß aus der Reaktivitätsrampe nicht direkt auf die Energiefreisetzung geschlossen werden kann, ohne das System genauer zu spezifizieren. Vergleiche von Reaktivitätsrampen in unterschiedlichen Materialkonfigurationen ein und desselben Reaktors (z.B. des SNR 300), sind daher nur mit äußerster Sorgfalt möglich. Beim Vergleich verschiedener Reaktoren (SNR, CRBK, SPX etc.), muß natürlich noch größere Sorgfalt geübt werden.

Das aus einer 1962 veröffentlichten Arbeit von R.B. Nicholson /4.1/ entnommene Zitat:

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1012:

"Der Zusammenhang zwischen der thermischen Energieausbeute und der Reaktivitätsrate sowie der Brennstoffmasse ist linear". (Nicholson 62)

bezieht sich nur auf von außen aufgeprägte Reaktivitätsrampen, die in ein und dieselbe Materialkonfiguration einlaufen, also nicht auf Folgerampen die aus der Materialbewegung resultieren.

Es bliebe noch anzumerken, daß der gesamte Teil der Bremer Vorlage über Reaktivitätsfragen nach folgendem Muster aufgebaut ist: Es wird versucht, einen Widerspruch zwischen den für das Genehmigungsverfahren des SNR 300 durchgeführten Arbeiten und Aussagen ausländischer Forscher zu konstruieren. Wobei allerdings stets nur aus dem Zusammenhang gerissene Zahlen aus amerikanischen, französischen oder englischen Veröffentlichungen zitiert und zum Vergleich herangezogen werden, die Schlußfolgerungen der Autoren aber wohlweislich unterdrückt werden.

4.2 Detailkritik der Bremer Vorlage

Die Detailkritik des Kap. 3 "Rekritikalitätsbetrachtungen" der Bremer Vorlage erfolgt so, daß jedes Zitat durchleuchtet und auf seinen Wahrheitsgehalt untersucht wird. Der Teil 3.1 des Kapitels, der sich mit den Webb-Gutachten beschäftigt, wird in Kapitel 7 diskutiert. Die Detailkritik beginnt daher mit dem Kapitel 3.2 "Weitere Studien".

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1031:

- Nichterfassung von Rekritikalitäten durch Rechenprogramme -

Das Auftreten von Rekritikalitäten während eines Unfallverlaufs hängt vom Verlauf der Materialbewegung während der ersten Leistungsexkursion ab. Diese werden heute neben einer phänomenologischen Betrachtung mit Rechenprogrammen simuliert. Diese Programme sollen Aufschluß über das Verhalten des Reaktors während der Disassembly-Phase geben. Im Kernforschungszentrum Karlsruhe wird hierfür das KADIS-Programm verwendet. Die Computersimulation mit diesem Programm sagt ein Auseinandertreiben der Reaktormaterialien voraus und damit eine hohe negative Reaktivitätsrückwirkung.

Aus diesen Rechnungen ergibt sich, daß der Reaktor nach wenigen Millisekunden unterkritisch ist und keine Rekritikalität auftritt. Dieses Ergebnis ist durch die Verwendung der Punktkinetik von Anfang an vorgegeben (nach Boudreau 72). Diese Problematik wurde u.a. von Boudreau untersucht (Boudreau 72). Er verglich die Rechenprogramme VENUS I und TWOTRAN. - Zitat Ende.

In den obigen Ausführungen werden unverstandene Fakten zusammengewürfelt und daraus irriige Schlüsse abgeleitet. Mit Rechencodes wie KADIS, VENUS /4.3, 4.4/ etc., welche zur Beschreibung der Neutronik Punktkinetik verwenden, kann und wird stets nur eine energetische Leistungsexkursion selbst simuliert (Primär- oder Sekundärexkursion). Aussagen über die Kernmaterialumverteilung, die zu der Exkursion führt oder über weitere direkte Materialbewegung nach Beendigung der Exkursion können nicht und werden auch nicht auf Grund der Simulationen mit KADIS oder VENUS gemacht. Mit der Exkursionsrechnung selbst befindet man sich allerdings auf gesichertem Boden, da u.a. in zahlreichen Experimenten (GODIVA, KIWI-TNT, SNAPTRAN /4.5, 4.6/) Reaktoren durch eine induzierte nukleare Leistungsexkursion zerstört wurden und diese Versuche mit dem VENUS-II-Code (ähnlich wie KADIS) nachvollzogen /4.6/ werden konnten.

In dem letzten Satz des Zitates wird auf Arbeiten von Jay Boudreau (ANL) /4.7/ angespielt, welche nachfolgend und noch detaillierter im Anhang diskutiert werden. Jay Boudreau /4.7/ untersuchte in seiner Arbeit sog. autokatalytische Kernmaterialbewegungen, d.h. Materialbewegungen, die durch eine heftige nukleare Exkursion ausgelöst werden und selbst wieder Ursache für eine anschließende Leistungsexkursion werden. Wie Rechnungen von Boudreau zeigen, könnte in bestimmten Reaktorentwürfen z.B. mit sehr hohen oder sehr flachen Reaktorkernen mit hoher Anreicherung im Kern (keines trifft auf den SNR 300 zu), durch eine Primärexkursion ausgelöste Materialbewegung zuerst diese erste Exkursion nuklear abschalten, aber dann direkt wieder zu einer kritischen Anordnung und einer Sekundärexkursion führen. In der Arbeit von Boudreau werden für diese "exotischen" Reaktorkerne allerdings keine direkten Exkursionsrechnungen durchgeführt, sondern extreme Materialkonfigurationen, die diesen Effekt verstärkt aufzeigen, definiert und mit analytischen Methoden bzw. Rechenprogrammen (TWOTRAN) nachgerechnet.

Bei einer Exkursionsrechnung mit dem Zusammenwirken von Neutronik und Hydrodynamik wird, wie im Anhang näher erklärt, auch in diesen "exotischen" Reaktorkernen sog. autokatalytische Materialbewegung nur abgeschwächt auftreten, da die Leistungsdichtegradienten, in deren Richtung die maximale Materialbewegung verläuft, senkrecht zu den für autokatalytische Materialbewegung notwendigen Trajektorien liegen.

Eine Analyse und Auswertung der von Boudreau ermittelten analytischen Beziehungen, die in seiner Arbeit auch graphisch dargestellt sind, zeigt auf, daß für SNR-300 typische Dimensionen und Anreicherungen diese autokatalytischen Effekte nicht auftreten.

Als wichtiges Ergebnis kann festgehalten werden, daß der Reaktorkern des SNR 300 nicht zu autokatalytischen Kernmaterialbewegungen neigt. Kernmaterialumverteilung in die peripheren Corebereiche nach einer Leistungsexkursion führt also im SNR-300 zu Reaktivitätsabnahme.

Zitat aus Bremer Vorlage S. 1032:

VENUS I, aus dem das für SNR 300-Unfallanalysen verwendete KADIS-Programm entwickelt wurde, verwendet auch die Punktkinetik in Verbindung mit der Störungstheorie. Mit diesen Programmen sollen unter anderem die Wechselwirkungen zwischen Materialbewegung und Reaktivitäten simuliert

werden. TWOTRAN ist ein Programm, das bei gegebener Materialverteilung die Reaktivität mit Hilfe der theoretisch exakteren Transporttheorie berechnet. Boudreau simulierte mit VENUS I den Verlauf eines Unfalls mit einer Disassemblyrampe von 100 \$/sec. Durch die mit dem Gebrauch der Lagrange-Koordinaten verbundenen Beschränkungen des Programms konnte der Unfall nur bis 4,3 msec nach Beginn der Materialbewegung verfolgt werden. Zu verschiedenen Zeitpunkten des Unfallablaufs wurden die berechneten Materialverteilungen in das TWOTRAN-Programm eingegeben was hiermit ebenfalls die Reaktivität berechnete. Bei dem Vergleich der mit VENUS und TWOTRAN berechneten Reaktivitätsrückwirkungen ergibt sich bis etwa 2,5 ms eine Übereinstimmung. Bis zu diesem Zeitpunkt sind die Materialbewegungen noch klein. Die durch VENUS berechnete Reaktivität sinkt dann in den folgenden 1,5 ms auf unter 10 \$ ab, während die durch TWOTRAN berechnete Reaktivität bei minus 1 \$ in etwa konstant bis zum Ende der Simulation bleibt. Aus diesem Vergleich wird deutlich, daß auf Basis der Punktkinetik arbeitende Programme die durch Materialbewegungen bedingte negative Reaktivitätsrückwirkung weit überschätzen können.

Zu dem Vergleich zwischen TWOTRAN und dem mit Störungstheorie berechneten Reaktivitätsverlauf ist anzumerken, daß

1. sich aus eigenen Nachrechnungen der KADIS Störungstheorie mit dem Transportprogramm DTK /4.8/ und Diffusionstheorie /4.9/ keine Hinweise auf das von Boudreau aufgezeigte Verhalten beim SNR 300 ergibt. Der SNR 300 ist allerdings auch von der Leistungsgröße um den Faktor 3 kleiner als der von Boudreau untersuchte 1000 MWe Reaktor.
2. auch Analysen mit fortgeschrittenen Störfallcodes wie SIMMER /4.10/, mit denen sich ausgedehnte Kernmaterialbewegungen (über Sekunden!) mit ortsabhängiger Kinetik verfolgen lassen, für den SNR 300 während der Simulation einer Leistungsexkursion keinen Reaktivitätsanstieg oder eine Abflachung der Reaktivitätsabnahme durch Kernmaterialbewegung wie bei Boudreau ergeben.

Obwohl ja auch bei Boudreau der Reaktor nach der Exkursion unterkritisch ist und es also zu gar keiner 2. Exkursion kommt, zeigt sich in diesen numerischen Ergebnissen von Boudreau mit sehr viel gutem Willen eine gewisse Tendenz für eine autokatalytische Materialbewegung, die allerdings nach den von Boudreau vorher angegebenen analytischen Beziehungen für einen derartigen Reaktor und zudem bei diesen Materialbewegungen garnicht auftreten dürften.

Zur Erklärung dieses Widerspruches bleibt nur die Möglichkeit eines Fehlers bei der Übertragung der Kernmaterialverteilung aus dem deformierten Lagrange-netz auf das orthogonale Eulernetz übrig. Insbesondere erscheint ungeklärt, wie die Randbereiche des ausgebeulten Lagrangenetzes von Boudreau auf das Eulernetz übertragen wurden, da z.B. in der Abbildung zu diesen beiden

Rechnungen (TWOTRAN und VENUS) die äußeren Kernbegrenzungen nicht identisch sind. Die Rechnungen mit TWOTRAN müßten aufgrund dieses Punktes dann eine Überschätzung der Reaktivität ergeben. Ebenso ist unklar, warum axial kein Kernmaterial aus dem Core hinausgepreßt wird, obwohl die Randmaschen um den Faktor 8 komprimiert werden.

Kurz zusammengefaßt kann gesagt werden, daß sich schon aus den von Boudreau angegebenen Beziehungen und Darstellungen ergibt, daß autokatalytische Kernmaterialbewegungen dieser Art im SNR 300 nicht auftreten werden. Daß also eine energetische Primärexkursion bei den SNR-300 Dimensionen und Anreicherungen das Kernmaterial nicht so umverteilen kann, daß es zu einer autokatalytischen Rekritikalität kommen könnte.

Details zu der Arbeit von Boudreau und Fragen der Übertragbarkeit auf den SNR 300 können aus dem Anhang zu diesem Kapitel entnommen werden.

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1032

Boudreau zeigt in dieser Arbeit ein weiteres beunruhigendes Phänomen auf. Er berechnet mit TWOTRAN die Leistungsverteilung für die nach 4,3 ms in der Simulation entstandenen Materialverteilung. Durch die Zwei-Zonen-Anreicherung, die Boudreau betrachtet (ähnlich der des SNR 300), dehnt sich der Kern in der Mitte sowie in der zweiten Anreicherungszone am stärksten aus. Dadurch wird der Brennstoff an der Begrenzung zwischen erster und zweiter Zone und an der Begrenzung zum radialen Brutmantel zusammengedrückt. Die von Boudreau mit TWOTRAN berechnete Leistungsdichteverteilung zeigt zwei Leistungsspitzen am Rande des Kerns und an der Begrenzung zur zweiten Anreicherungszone. Boudreau kommt zu dem Schluß, daß diese Leistungsspitzen in Zusammenhang mit der nur geringfügigen Reaktivitätsrückwirkung zu einer zweiten Exkursion führen können. Wenn die Druckwelle am Rande des Kerns, die sich in Richtung der Kernmitte bewegt, so stark ist, daß sie die aus der Mitte zum Rand sich dehnende Druckwelle abbremst, wird bei der zweiten Exkursion ein großer Teil des Brennstoffs zurück in die Mitte des Kerns implodieren. Dies würde zu einer dritten Exkursion führen. Boudreau hält diese Möglichkeit für so bedenklich, daß er weitere Untersuchungen fordert (Boudreau 72).

Mit den zur Zeit einsatzfähigen Rechenprogrammen sind solche detaillierten Untersuchungen allerdings immer noch nicht möglich. Ende Zitat.

Diese Vorgänge müßten in Reaktorcores, die zu autokatalytischen Materialbewegungen neigen (sehr flache oder sehr hohe Kerne), sehr genau beachtet werden. Für den SNR 300 zeigt sich keine derartige Tendenz. Kernmaterialbewegung radial und axial zur Coreperipherie führt immer zu nuklearer Abschalt-

tung. Ist die Primärekkursion heftig genug und spürbar energetisch, so wird Kernmaterial axial entladen. Die im Zitat angesprochene radiale Leistungsverteilung in der ersten und zweiten Corezone hat natürlich auch ihre axialen Auswirkungen, indem dies bei energetischen Exkursionen zu verstärkter axialer Materialbewegung führt und damit zur Ejektion von Kernmaterial aus dem Core und zu nuklearer Abschaltung. Insbesondere ist dies bei den Kernkonfigurationen in dem Boudreau-Papier /4.7/ der Fall, wo der Kern noch nicht durch Brennstoff/Stahlblockaden abgeschlossen, sondern noch Materialentladung möglich ist.

Mit den zur Zeit einsatzfähigen Rechenprogrammen sind solche detaillierte Untersuchungen sehr wohl möglich. So lassen sich etwa mit dem SIMMER-Code mit seiner ortsabhängigen Kinetik sehr wohl weitläufige Kernmaterialbewegungen und damit auch auftretende Rekritikalitäten untersuchen und auf autokatalytische Bewegungsvorgänge hin abfragen.

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1033:

- Zurückfallen von Brennstoff in den Reaktorkern bzw. Verdichtung des Cores durch eine Brennstoff-Natrium-Reaktion -

In einer internen Studie des Argonne National Laboratory (ANL), (Jackson 72a) werden Unfallabläufe, die den von Webb untersuchten ähnlich sind, berechnet. Ausgangspunkt ist wieder der Kühlmitteldurchsatzstörfall mit Versagen der Schnellabschaltssysteme. Durch die fehlende Kühlung siedet das Natrium aus dem Kern aus und die Brennstabhüllrohre beginnen zu schmelzen. Der flüssige Stahl fließt in die kältere untere axiale Brutzone und erstarrt dort.

Ende Zitat.

In diesem Kapitel wird auf eine vorläufige interne Studie des Argonne National Lab. (Jackson /4.11/) eingegangen. Ausgangspunkt ist ein Kühlmitteldurchsatzstörfall mit Versagen der Abschaltssysteme im FFTF-Reaktor. Der Bericht befaßt sich mit Kernmaterialumverteilungsfragen, die zu Sekundärkritikalitäten führen können und mit Fragen der Kernmaterialverteilung zu Beginn der Nachwärmeabfuhrphase. Ähnlichkeiten mit den "Webbschen Unfallverläufen" ergeben sich zwangsläufig, da Webb seine Ideen teilweise aus dieser Studie entnommen und in seinem Sinne uminterpretiert hat. Aus den 90 Seiten Bericht von Jackson und Boudreau werden in der Bremer Vorlage folgende Szenarien und Zahlen zitiert:

Zitat Bremer Vorlage, Seite 1034:

Der Brennstoff schmilzt und setzt sich über dem mit Stahl verstopften unteren Brutmantel als flüssiger, siedender Brei. In der Studie wird davon ausgegangen, daß dieser Vorgang nur in der Mitte des Cores (bei 15 Brennelementen) abläuft und in dem Restkern die Brennstäbe noch intakt sind. Der Reaktor wird durch die beim Schmelzen entstehende Kompaktion des Brennstoffs überpromptkritisch. Es wird davon ausgegangen, daß die Wärmeübertragung zu den Brennelementkästen nur gering ist und sie aus diesem Grunde nicht geschmolzen sind oder ihre mechanische Festigkeit verloren haben.

Daher wird der Brennstoff durch die Leistungsexkursion hauptsächlich nach oben ausgetrieben. Auf dem Weg nach oben nimmt der ausgetriebene Brennstoff die Form eines zusammenhängenden Teils an. Er stößt dann auf das flüssige Natrium im oberen axialen Brutmantel, wo ein Teil dieses Brennstoffs mit dem Natrium reagiert. Die dadurch entstehende Natriumdampfdruckwelle schleudert den Brennstoff mit hoher Geschwindigkeit zurück in den Restkern. Für den Wiedereintritt des Brennstoffteils werden Reaktivitätssteigerungen pro Zentimeter von 0,15 $\$/\text{cm}$ bis 0,23 $\$/\text{cm}$ berechnet. Es werden Geschwindigkeiten des von der Brennstoff-Natrium-Reaktion getriebenen Brennstoffanteils von bis zu 5.000 cm/s für möglich gehalten (Jackson 72a). Hieraus ergeben sich Reaktivitätsrampen bis zu 1.150 $\$/\text{s}$. Für den Fall, daß der Brennstoff nicht mit dem Natrium reagiert und allein durch die Gravitationskraft in den Kern zurückfällt, wird eine Reaktivitätsrampe von 65 $\$/\text{s}$ berechnet.

Ende Zitat.

Bei der Analyse des obigen Textes über die Studie von Jackson und Boudrau /4.11/ muß unterschieden werden zwischen dem, was in dem betreffenden Bericht "Post Burst Analysis" von Jackson steht und zwischen dem, was daraus in der Bremer Vorlage gemacht wurde.

Es soll daher zuerst nochmals auf die obigen Zahlenwerte und Szenarien in dem Bericht selbst kurz eingegangen und ihre Übertragbarkeit auf den SNR 300 hinterfragt werden. In der "Post Burst Analysis"-Studie, in der vorläufige Rechnungen dokumentiert sind, werden zwei Szenarien beschrieben, die zu Sekundärkritikalitäten führen können:

- Fall 1: Wiedereintritt von Brennstoff in das Core, der vorher in einer Primärexkursion ejeziert wurde,
- Fall 2: Kollabieren eines Teils des Kerns und Kompaktion des Brennstoffs im Kernbereich.

Für beide Szenarien werden mit stationären aufeinanderfolgenden Diffusionsrechnungen Reaktivitätsverläufe der sich verändernden Materialkonfiguration bestimmt. Am promptkritischen Punkt wird im Falle 1 ein Reaktivitätsgradient von $0,15 \text{ } \$/\text{cm}$ berechnet. Wegen ungenauer neutronischer Rechenmethoden (die vielleicht gerechtfertigt sind, um einen ersten Überblick über Reaktivitätspotentiale zu bekommen (interner ANL-Bericht!)), wird eine Bandbreite von $0,15\text{-}0,23 \text{ } \$/\text{cm}$ für den Reaktivitätsgradienten für eine rückkehrende Brennstoffmasse von 302 kg am promptkritischen Punkt abgeschätzt. Unter der Annahme einer druckgetriebenen Reaktivitätsänderung wird in dem Bericht mit Brennstoff-Wiedereintrittsgeschwindigkeiten von 1500 cm/sec eine Rampe von $200 \text{ } \$/\text{sec}$ angegeben.

Läßt man den Brennstoff gravitationsgetrieben über eine Distanz von 103 cm fallen, so wird mit einer Geschwindigkeit von 450 cm/sec eine Reaktivitätsrampe von $65 \text{ } \$/\text{sec}$ erzielt.

Im Fall 2 werden die Reaktivitätsgradienten zu $0,19 \text{ } \$/\text{sec}$ berechnet und mit einer unzulässigen Methode (siehe unten) ein Unsicherheitsbereich bis $1,3 \text{ } \$/\text{cm}$ ermittelt. Die Variation der Rampengröße bei einer Fallhöhe von 25 cm liegt dann zwischen $40\text{-}200 \text{ } \$/\text{sec}$. Unterstellt man ein druckgetriebenes Kollabieren, so könnten mit Materialgeschwindigkeiten von 700 cm/sec Rampen zwischen $140\text{-}900 \text{ } \$/\text{sec}$ errechnet werden.

Bei einer Kritik der Studie ist anzumerken, daß es im wissenschaftlichen Bereich möglich sein muß, grobe Rechnungen und Analysen durchzuführen und intern zu dokumentieren, um grundsätzlich in eine Problematik eindringen zu können. Die Studie wurde in dieser Form nie veröffentlicht, und aus diesen Gründen auch nicht unter die im Anhang diskutierten veröffentlichten Arbeiten eingereiht.

Grundsätzlich ist an der Arbeit von Jackson zu kritisieren, daß bei den neutronischen Diffusionsrechnungen und der Wirkungsquerschnittsaufbereitung nicht sauber gearbeitet wurde, was von den Autoren aber auch nicht verschwiegen wird. Es soll dabei nicht einmal so sehr auf den Umstand hingewiesen werden, daß die Reaktivitätswerte statt mit Diffusions- besser mit Transporttheorie berechnet worden wären, sondern vor allem darauf, wie durch "Parallelverschiebung" der Reaktivitätskurve bei den Kernmaterialkompaktionen die

durchgeführten Diffusionsrechnungen mit einer genauen Transportrechnung verknüpft wurden. Es wird dabei so vorgegangen, daß der gesamte Reaktivitätsverlauf in Abhängigkeit von der Corekompaktion mit Diffusionstheorie bestimmt wird. Die Nachrechnung eines Punktes dieser Kurve mit 30 Gruppen Transporttheorie ergibt einen Reaktivitätsunterschied zu den Diffusionswerten an dieser Stelle von 3 $\%$. Es wird dann so vorgegangen, daß die "Diffusionskurve", parallel verschoben, um 3 $\%$ angehoben wird und eine "Transportkurve" zu erhalten und sich dadurch die Reaktivitätsgradienten in beiden Fällen 1 und 2 erhöhen, von 0.15 auf 0.23 $\$/\text{cm}$ und von 0.19 auf 1.3 $\$/\text{cm}$. Dieses Vorgehen ist unzulässig, da man weiß, daß die Diffusions- und Transporttheoriewerte umso weiter auseinander liegen je gestörter (unregelmäßiger) eine Konfiguration ist. Aus dieser Kenntnis heraus müßten also die Diskrepanzen in den analysierten Anordnungen, die durch die Kompaktion immer "regelmäßiger" werden, abnehmen und damit auch die Reaktivitätsgradienten kleiner als 0.23 $\$/\text{cm}$ bzw. 1.3 $\$/\text{cm}$ sein. Damit ergäben sich auch in dieser Studie u.U. ganz andere Reaktivitätsrampen.

Die in dem Bericht gemachten Annahmen bzgl. druckgetriebener Brennstoffrekompaktionen müssen ebenso als sehr idealisiert angesehen werden.

Die Untersuchung einer druckgetriebenen Rekritikalität durch BNR Prozesse mag beim FFTF mit seinen über dem Kern befindlichen verdämmenden Strukturen in einer ersten Durchsicht von denkbaren Abläufen gerechtfertigt gewesen sein, obwohl auch hier auf folgende Punkte hingewiesen werden muß: Der Brennstoffslug müßte kohärent (trotz des Leistungsprofils im Kern) aus dem Kern ejeziert werden, sich über eine Distanz von 150 cm ungestört (ohne Gefrierprozesse etc.) bewegen können, dürfte nicht aufbrechen und müßte schließlich völlig eben, kohärent und gleichzeitig auf die sich weit über dem Kern befindende Natriumfläche auftreffen. Die so kohärent beaufschlagte Fläche beträgt dabei 2500 cm^2 ! Dies ist aus mechanischen Stabilitätsgründen nicht möglich. Nach einer völlig kohärenten Reaktion mit dem Natrium müßte dann der Brennstoff auch wieder ungehindert in den Kern zurückkehren können.

Der Brennstoff wird weder kohärent einphasig den Kern verlassen können (der für BNRs notwendige flüssig/flüssig-Kontakt fehlt dann), noch in der im Bericht beschriebenen kohärenten Form zurückkehren. Unter realistischen Randbe-

dingungen zeigen auch theoretische Analysen mit SIMMER /4.14/ dann keinen Gegendruckaufbau, der Material in den Reaktorkern zurückbeschleunigen könnte. Zudem soll auch noch auf die UPI-Experimente (Upper Plenum Injection (UPI)) /4.15, 4.16/ verwiesen werden, die speziell zur Untersuchung dieser Phänomene durchgeführt wurden. Auch hier ergab sich kein Hinweis auf BNR-Prozesse mit dem Potential, druckgetriebene Rekritikalitäten auslösen zu können.

Die Übertragung der Ergebnisse dieser Studien über den FFTF auf den SNR 300 ist nicht möglich, da der unterschiedliche Reaktordesign auch zu unterschiedlichen Störfallabläufen und Randbedingungen führt:

- Wegen des hohen Kühlmittel-Voidwertes für den SNR 300 bewegen sich Brennstoff und Hüllrohr gleichzeitig, Brennstoff-Stahlseparation findet nicht statt. Es kann daher auch keine reinen Brennstoffmengen geben, die ejeziert werden und wieder kompaktieren. Die auftretenden Reaktivitätsgradienten sind von daher um den Faktor 2 und mehr im SNR 300 kleiner anzusetzen (siehe auch /4.12, 4.13/). Hinzu kommt, daß sich dann auch Stahl in der zusammengeschmolzenen Kernmasse befindet, auf die das zurückkehrende Material zufällt. Dies verringert den Reaktivitätsgradienten weiter. Dabei reduziert nicht nur der Stahl selbst durch sein Vorhandensein die Reaktivitätsgradienten, sondern der Stahl siedet zudem unter den im Bericht von Jackson /4.11/ angegebenen Bedingungen auf, was durch die dann vorhandenen Leervolumenanteile im Brennstoff zu einer nochmaligen Reduktion der Reaktivitätsgradienten führt. Der Zusammenhang zwischen den dann durch Sekundärkritikalitäten in solchen typischen Materialkonfigurationen generierten Reaktivitätsrampen und der mechanischen Energiefreisetzung im SNR 300 kann aus /4.12, 4.13/ entnommen werden.
- Die axiale Struktur des FFTF und axialen Dimensionen sind anders als beim SNR 300. So liegt bei den vorhergehenden Rechenfällen die zurückfallende Brennstoffmenge zwischen 63 und 125 cm über der oberen Corekante! Beim SNR 300 läge dies schon im über dem Kern liegenden Natriumpool. Die Annahme einer Rückkehr im freien Fall durch das Natrium, die Brennelementkopfstrukturen und den Brutmantel muß als abwegig bezeichnet werden.

- Das Zurückfallen einer kompakten Brennstoff/Stahlmasse ist wegen der Blanketstruktur (die ja auch Raum benötigt) im SNR 300 zudem nicht möglich und außerdem wird bei Wiedereintrittsvorgängen Blanketmaterial mit nach unten fallen. Diese Prozesse führen zu einer starken Reduktion der Reaktivitätsgradienten und Reaktivitätsrampen. Die Auswirkung dieser Designunterschiede spiegelt sich auch in den Anhangspapieren (Kapitel 4.4) wieder.
- Bei dem Versuch einer Übertragung der im Bericht erwähnten Szenarien auf den SNR 300 müssen wieder die speziellen Designmerkmale berücksichtigt werden. Nach einem Kühlmitteldurchsatzstörfall ist das obere Blanket leeresiedet. BNR-Prozesse sind dann dort nicht möglich. Nimmt man lokal noch Natrium in den Brutmantelbereichen der Brennelemente an, und unterstellt dann eine BNR, so würde die durch die intakten oberen Strukturen bedingte Inkohärenz beim Wiedereintritt von Kernmaterial nur kleine Reaktivitätsgradienten und damit relativ flache Reaktivitätsrampen zulassen. Unterstellt man aber eine Druckquelle über dem Blanket, die kohärente Materialbewegung bewirken könnte, so würde auch Brutmantelmaterial in den Kern herabgedrückt und reaktivitätsreduzierend wirken.
- Auch die Durchdringung des axialen Blankets mit seiner Wärmekapazität führt bei der Kernmaterialejektion zu niedrigeren Brennstofftemperaturen als beim FFTF, wo das axiale Blanket fehlt. Auch aus diesem Grunde liegen die Randbedingungen für die BNR-Rechnungen im FFTF weit von denen des SNR-300 entfernt.

Interessant ist die von der Bremer Arbeitsgruppe Schneller Brüter durchgeführte "Übersetzung" des Berichtes von Jackson. Die Reaktivitätsrampe von 1150 $\$/s$ wurde von der Forschungsgruppe aus den von Jackson erwähnten 0.23 $\$/cm$ (Szenario Fall I) und einer in anderem Zusammenhang angegebenen Brennstoffgeschwindigkeit von 5000 cm/sec selbst errechnet.

Wie erwähnt, resultiert der obige Reaktivitätsgradient aus einer Materialbewegung von 302 kg Brennstoff. Man sucht nun in dem Bericht von Jackson vergeblich nach einer Verbindung dieser 302 kg Brennstoff (mit 0.23 $\$/cm$

Reaktivitätsgradient) mit dem Zahlenwert von 5000 cm/sec. Der Zahlenwert von 5000 cm/sec wird von Jackson nur an zwei Stellen angegeben:

Originalzitat aus "Postburst Analysis":

"It was estimated that if the upper half of the core fuel were driven upward by the resulting fuel vapour pressure, that an average upward velocity of about 5000 cm/sec would be attained. The total mass of fuel in this slug was taken to be 1500 kg (half the core fuel)".

In diesem Fall wird also Brennstoff in die entgegengesetzte Richtung getrieben; anstatt zu kompaktieren, wird Brennstoff ejeziert.

In einem anderen Teil des Berichtes werden in spezieller Geometrie 20 kg Brennstoff auf das Natrium "geschossen" und reagieren teilweise.

Originalzitat "Postburst Analysis":

"At the time the sodium slug had been ejected from the top of the guide tube, the fuel slug had moved down 26 cm and attained a velocity of over 5000 cm/sec".

Der Einfluß der Masse auf die Sluggeschwindigkeit wird auf der selben Seite des Jackson-Berichtes erwähnt:

Originalzitat "Postburst Analysis":

"One calculation was done, however, in an attempt to simulate the extra inertia that the fuel slug would have if it had picked up all the cladding, wire wrap, and inconel in the plenum and in the upper onehalf of the core. The mass of such a fuel-steel slug would be 53 kg and its length 62.5 cm. The slug was given the same initial velocity and temperature as in the previous calculation. In this case, it was found that the fuel slug had only attained a downward velocity of about 1500 cm/sec at the time the sodium slug was ejected from the top of the guide tube. Again, the possibility of further acceleration cannot be discounted since the interaction zone pressure was still near 100 atm at this time".

Reaktivitätsgradienten werden für die 20 bzw. 53 kg Slugmasse nicht angegeben, da diese natürlich sehr klein sind.

Wie ersichtlich, wurden hier verschiedene Fälle ohne besondere Sorgfalt und dementsprechend völlig falsch verknüpft.

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1034:

In einem 1974 erschienenen Artikel variieren die gleichen Autoren die Größe des zurückfallenden Brennstoffteils. Dabei ergeben sich Reaktivitätsrampen bis zu 700 \$/sec. Unter der Annahme, daß der Brennstoff nicht zusammenhängend, sondern in einzelnen Teilen wieder zurückfällt, werden immer noch Reaktivitätsrampen bis zu 400 \$/s berechnet (Boudreau 74a).

Die Reaktivitätsrampe von 700 \$/s geht eigentlich auf Arbeiten von Battat /4.18/ zurück, die nur nochmals in der Arbeit von Boudreau /4.19/ zitiert werden. Wie man leicht an den Dimensionen und Kernmaterialzusammensetzungen für den SNR-300 zeigen kann, und dies wird detailliert im Anhang (4.4) getan, sind im SNR-300 Reaktivitätsrampen dieser Größenordnung extrem unwahrscheinlich. Unterstellt man trotzdem einmal Rampen dieser Größenordnung und läßt sie in die ihnen entsprechenden Materialkonfigurationen direkt einlaufen, so liegt selbst bei 700 \$/s die mechanische Energiefreisetzung (bestimmt durch isentrope Expansion des heißen Brennstoffdampfes auf das Schutzgasvolumen) noch unter der Designgrenze des SNR 300 (siehe Anhang).

Der letzte Satz des obigen Zitats gibt den Inhalt der Rechnungen von Boudreau falsch wieder. Bei Boudreau fallen 600 kg Brennstoff kohärent und zusammenhängend in den Kernbereich. Unter der Annahme einer druckgetriebenen Rekritikalität werden dabei Rampen zwischen 0-400 \$/sec berechnet. Auftretende Inkohärenzen würden die Reaktivitätsrampen drastisch vermindern. So würde im obigen Fall beim inkohärenten Eintritt des Brennstoffs nach der Art von Boudreau ("staggered fall") in /4.19/ sich der Reaktivitätsgradient und damit auch die Rampe um ungefähr den Faktor 4 erniedrigen.

Die Arbeiten von Boudreau und Jackson /4.19/ sowie von Battat /4.18/ werden nochmals ausführlich im Anhang zu diesem Kapitel behandelt.

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1034:

In der ANL-Studie (Jackson 72a) wird ein weiterer Unfallverlauf betrachtet. Es wird der Fall untersucht, daß der ausgetriebene Brennstoff so weit aus dem Kern geschleudert wurde, daß er nicht wieder zurückfällt. Die Brennstäbe der noch nicht in Mitleidenschaft gezogenen Brennelemente würden aufgrund der fehlenden Kühlung auch zusammenschmelzen.

Für diesen Unfallablauf werden Reaktivitätsrampen von 40 \$/s bis 200 \$/s berechnet. Wird das Zusammenfallen der Brennstäbe noch durch eine Brennstoff-Natrium-Reaktion beschleunigt, ergeben sich Reaktivitätsrampen von 140 \$/s bis 900 \$/s.

In diesem Fall muß bei der "Postburst"-Studie ebenso die Kritik an den neutronischen Rechnungen angebracht werden, sowie an der Extrapolation, welche die angegebenen Reaktivitätsgradienten sicherlich stark überschätzt. Es sollte hier auch nicht unerwähnt bleiben, daß die druckgetriebenen Kompaktionen in der "Postburst-Studie" per definitionem angenommen werden. So befindet sich etwa in den neutronischen Rechnungen für die Gradientenbestimmung der Rampen gerade an diesen Stellen, an denen eine BNR postuliert wird, kein Brennstoff.

Bei der Übertragung der Ergebnisse vom FFTF auf den SNR-300 ist wieder zu beachten, daß die Reaktivitätsgradienten wegen des vorhandenen Stahl/Leervolumenanteils sehr viel geringer sein werden und damit auch die Reaktivitätsrampen. Der Zusammenhang zwischen Reaktivitätsrampe und Energiefreisetzung beim SNR-300 für derartige Kompaktionsszenarien kann wieder aus /4.12/ entnommen werden. Allerdings ist im FFTF das gesamte Störfallszenario wegen des kleineren Reaktivitätseffektes durch Kühlmittelvoid völlig anders als beim SNR 300. Eine Übertragung von Ergebnissen kann daher eigentlich nicht erfolgen.

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1035:

Es wird in dieser Studie außerdem die Kopplung beider Unfallarten betrachtet, also das weitere Zusammenschmelzen der restlichen Brennstäbe und das Zurückfallen des ausgetriebenen Brennstoffanteils. Hierfür wird nur die Reaktivität über dem promptkritischen Wert angegeben. Es ergeben sich für diesen Fall Werte von 20 \$ bis 100 \$ (Jackson 72a).

Dieses Zitat zeigt, daß die Autoren der Bremer Vorlage die Studie nicht verstanden haben. In der ANL-Studie werden im Anhang an die beiden vorher diskutierten Fälle 1 und 2 noch weitere k_{eff} -Rechnungen durchgeführt, um einen Eindruck von verschiedenen Reaktivitäts-Niveaus zu bekommen. So wird etwa der gesamte Brennstoff des Restkerns mit dem herabfallenden Kernmaterial vermischt und angenommen, daß der Stahl absepariert. Es ist dies keine Kopplung von "Unfallarten", sondern eine Untersuchung der Reaktivitätspotentiale, um festzustellen, wieviel Brennstoff aus dem Kern entfernt werden muß, um permanente Unterkritikalität zu erreichen. Diese Untersuchungen wurden von Boudreau für die Nachwärmeabfuhrphase durchgeführt. Die Kritik, daß nur Reaktivitäten angegeben werden, zeigt deutlich das Unverständnis der Bremer Arbeitsgruppe auf, da in einem Schnellen Brutreaktor weder 20 noch 100 \$ Überkritikalität möglich sind. Die angesprochenen Stahlseparationsvorgänge setzen sich außerdem in Brennstoffkompaktionsgeschwindigkeiten von nur etwa 10 cm/s um /4.20/, sind also um 1-2 Größenordnungen geringer als bei

den vorher diskutierten Brennstoff-Kompaktierungsszenarien. Worum es dabei geht, ist aufzuzeigen, daß zeitlich verzögert durch Stahlseparation nochmals in der definierten Konfiguration Kritikalität erreicht werden kann, allerdings durch sehr langsam ablaufende Prozesse mit kleinen Reaktivitätsrampen. Beim SNR 300 wird bei solchen Szenarien und Prozessen wegen der vorhandenen Brutmäntel auch Brutmaterial zugeschmolzen, so daß hier vom Energetikstandpunkt die Lage noch entspannter ist.

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1036:

Die ANL-Studie geht von dem amerikanischen FFTF-Reaktor aus. Dies ist ein relativ kleiner Versuchsreaktor. Der SNR 300 ist etwa doppelt so groß (er enthält in etwa die doppelte Brennstoffmenge). Diese Tatsache könnte bei der Anwendung der vorher beschriebenen Unfallabläufe auf SNR 300-Verhältnisse zu noch höheren Reaktivitätssteigerungsraten führen. Die Reaktivitätsrampen, die mit detaillierteren Rechenmethoden, als Webb sie benutzte, berechnet wurden, ergeben eine gute Übereinstimmung mit diesen.

Derartige pauschale Aussagen und der Schluß von einem Reaktor auf den anderen sind nur mit äußerster Vorsicht zu machen, da der jeweilige Störfallablauf von dem Reaktordesign stark abhängig ist. So können allein, wie gezeigt, aufgrund der axialen verschiedenen Dimensionen des Kerns und der darüberliegenden Strukturen ganz andere Störfallabläufe und Rekritikalitätsszenarien dominant sein (siehe Papier von Battat, Boudreau-Jackson, vorhergehende Seiten). Zum letzten Satz wäre anzumerken, daß Ähnlichkeiten nicht ausgeschlossen werden können, zumal Webb auf die Arbeiten dieser Autoren zurückgreift.

In weiteren Zitaten beschäftigt sich die "Bremer Vorlage" mit der Problematik der Brennstoffkompaktion am Reaktorkesselboden:

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1036:

...J. Pena untersucht in dem 1. Vierteljahresbericht 1976 des KfK Karlsruhe (Seite 117) eine Variation des vorher beschriebenen Unfalls. Er geht dabei davon aus, daß aus dem Brennstoffbrei am Kesselboden ein Teil des Brennstoffs nach oben ausgetrieben wird und der Rest durch den Reaktortank durchschmilzt. Es wird sich dann eine Brennstoff-Lache im Core-Catcher bilden.

Es wird weiter davon ausgegangen, daß der ausgetriebene Brennstoff dann aus dem Tank in die Brennstofffläche fällt. Es werden verschiedene Mengen Brennstoff variiert und verschiedene Rechenprogramme benutzt. Daraus ergeben sich Reaktivitätsrampen von 324 \$/s bis 5.815 \$/s und Energiefreisetzungen bis zu 716 MWs (Pena 76).

Im Originaltext von Pena /4.22/ werden die 716 MWs deutlich als thermische Energiefreisetzen ausgewiesen. Offensichtlich soll der Leser schlicht in die Irre geführt werden, da in den vorhergehenden Kapiteln stets 370 MWs deutlich als Auslegungsgrenze des SNR 300 angegeben werden und so der Eindruck erweckt wird, als hätte Pena /4.22/ weit über den Auslegungswert hinausgehende Energiefreisetzen berechnet.

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1037:

- Rekritikalitätsuntersuchungen für das Genehmigungsverfahren -
Inzwischen sind für die 5. Teilerrichtungsgenehmigung Untersuchungen über Rekritikalitätsunfälle im Kernbereich des SNR 300 in das Genehmigungsverfahren aufgenommen worden, basierend auf zwei Arbeiten aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe. Diese kommen zu dem Ergebnis, daß die mechanische Energiefreisetzung unter 100 MWs bleiben wird. Eine detaillierte Diskussion dieser beiden Arbeiten konnte von uns bisher nicht durchgeführt werden, da die beiden Berichte, obwohl seit Mitte 1978 in Vorbereitung bzw. in Druck, immer noch nicht, auch nicht als preprints, zugänglich sind. Aufgrund des Vortrags von Maschek und Struwe auf der Brüterkonferenz in Seattle (Maschek 79) sind folgende Anmerkungen bereits jetzt möglich:

- Die Untersuchungen werden nicht im Anschluß an die Disassemblyphase gemacht, wie in den Arbeiten von Webb und Boudreau.
- Es werden nicht alle als relevant diskutierten Mechanismen, die zu Rekritikalität führen können, analysiert. So fehlen Brennstoffkompaktion durch Spaltgasdrücke, zurückstürzendes flüssiges Natrium, Brennstoff-Natrium- und Brennstoff-Stahlreaktionen.

Die Untersuchungen wurden in der Tat nicht im Anschluß an die Disassemblyphase gemacht, da hierfür kein Anlaß besteht (siehe vorhergehende Erläuterungen). Der SNR 300 besitzt kein Potential für autokatalytische Materialbewegungen, wie leicht aus den Arbeiten von Boudreau entnommen werden kann. Sekundärexcursionen können im SNR 300 nur auftreten, wenn die Primärexcursion vorher mild verlaufen ist, Brennstoff/Stahl-Blockadebildung in den kälteren axialen Strukturen eine kontinuierliche Materialentladung verhindert hat und der Restbrennstoff im Kern noch neutronisch kritisch werden kann. Bei einer energetischen Primärexcursion würde es zu Kernmaterialentladung und permanenter neutronischer Abschaltung des Kerns kommen.

Die Untersuchungen zu Sekundärkritikalitäten im KfK wurden nur für den SNR 300 durchgeführt und schließen daher auch nur die Design-Charakteristika dieses Reaktors ein. Brennstoffkompaktionsvorgänge durch massive Spaltgasfreisetzung, wie sie in /4.23/ als postuliertes Störfallereignis in einem

das gesamte Core umfassenden Brennstoff/Stahlpool analysiert wurden, können für den SNR 300 ausgeschlossen werden, da sich hier das Spaltgasplenum unter dem Kern in natriumgekühlten kalten Bereichen befindet und zudem der Kern nach unten während dieser Störfallphasen massiv verblockt ist. In den Kern zurückstürzendes Natrium spielt erst dann eine Rolle, wenn im Kernbereich der Druck abgefallen ist, sich also unterkritische kalte Restmassen (Brennstoff, Brutmantelmaterial etc.) im Kern befinden. Das Verhalten dieser Restmassen im Kern betrifft daher eher die Nachwärmeabfuhrphase. Das Problem der druckgetriebenen Rekritikalitäten wurde bereits weiter vorne diskutiert und dem braucht hier nichts mehr hinzugefügt werden. Der Wärmeübergang von Brennstoff auf Stahl und sein Einfluß auf das mechanische Arbeitspotential wurden von KfK untersucht und auf der Reaktortagung in Berlin /4.24/ veröffentlicht.

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1038:

- Rekritikalitätsuntersuchungen für die vergleichbare amerikanische CRBK-Anlage mit dem Unfallcode SIMMER II, der allerdings nicht verifiziert ist, kommen zu dem Ergebnis, daß zwar "übermäßige Rampraten (größer 100 \$/s) ziemlich unwahrscheinlich sind", (Bohl 79) aber die "Unwahrscheinlichkeit" solcher Störfallabläufe sowie eine zuverlässige obere Grenze der Energiefreisetzung nicht angegeben werden können.

In dem obigen Zitat kommt nur zum Ausdruck, daß der Sinn des Bohl-Papiers nicht verstanden wurde. Bohl unterscheidet sehr genau zwischen mechanistischen Störfallanalysen und beliebig postulierten Rekritikalitätssituationen.

Auch in dem Papier von Stevenson, Bohl et al. /4.25/ auf derselben Konferenz in Seattle wird nochmals darauf hingewiesen, daß der Wert mechanistischer Analysen gerade darin besteht, beliebig postulierte Szenarien ausschließen zu können. Über die mechanistischen Rechnungen wird dabei die Aussage gemacht:

Originalzitat aus W.K. Bohl /4.23/:

"The SIMMER calculations suggest that excessive ramp rates (greater than 100 \$/sec) are rather unlikely. First, fuel collapse is both expected and calculated to be significantly incoherent as long as walls restrict radial fuel motion. Second, only moderate reactivity insertion rates were observed in this study using SAS3D calculated conditions as input.

This is true despite the two-dimensional SIMMER II format that exaggerates coherence in fuel relocation. Third, expected mitigating mechanisms exist that are not in current models. For example, SIMMER II does not simulate a fall in of solid blanket pellets and the subsequent dilution of the fuel-steel mixture".

Zu den postulierten Szenarien lautet der Originaltext:

"It is not possible to bound rigorously the degree of possible accident energetics when arbitrary recriticality situations are postulated. This situation is further complicated by the existence of burst-augmenting mechanisms that are not in current models, such as escape of volatile neutron precursors and a collapse of unclad fuel pellets."

Anzumerken wäre noch, daß Untersuchungen zu Verlusten der Vorläuferkerne von verzögerten Neutronen aus siedenden Brennstoffpools, die im KfK durchgeführt wurden /4.26/ zeigen, daß diese Prozesse nur zu einer geringfügigen Steigerung in der thermischen/mechanischen Energiefreisetzung führen. Das Kollabieren von Pelletsäulen ist ein inkohärent/gravitationsgetriebener Effekt und besitzt nicht das Potential hoher Energiefreisetzung. Die Arbeiten von Bohl /4.23/ und Stevenson /4.25/ werden ausführlich im Anhang diskutiert.

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1037:

- Die NRC hielt 1977 für den CRBR eine Rekritikalitätsrampe von 100 \$/s für angemessen (Meyer 77). Der höchste Wert in den beiden oben genannten Studien beträgt 35 \$/s (nach Maschek 79).

Der obige Abschnitt verfälscht völlig die Aussagen des Berichtes von Meyer et al. /4.27/, indem für Rekritikalitätsszenarien im CRBR Rekritikalitätsrampengrößen der Größenordnung von 20-60 \$/s unter den speziellen Bedingungen als konservativ angesehen werden. Eine 100 \$/s-Rampe in Zusammenhang mit Rekritikalitäten im CRBR wird nicht erwähnt. Zudem wird auch hier wieder, unabhängig, ob 20, 60 oder die fälschlichen 100 \$/s der Wert der Reaktivitätsrampe, losgelöst von einem Szenario oder einer Materialkonfiguration, diskutiert und der Eindruck zu erwecken versucht, daß die NRC die Energiefreisetzungen im CRBR (die sich aus diesen Rampen ergeben), für sehr viel höher annimmt, als sie etwa vergleichsweise von KfK für den SNR 300 gesehen wird. Beim Vergleich der ausgewiesenen thermisch/mechanischen Energiefrei-

setzungen (Expansion des heißen Zweiphasengemisches auf das Reaktorschutzgasvolumen des CRBR), in dem Bericht von Meyer et al. einerseits und in den KfK-Analysen für den SNR-300 andererseits zeigen sich keine wesentlichen Unterschiede. Allerdings werden diese letzteren Angaben von der Bremer Arbeitsgruppe wohlweislich verschwiegen.

Zitat aus Bremer Vorlage, S. 1038:

Die Auswirkungen auch milder Rekritikalitäten auf den weiteren Unfallablauf werden nicht betrachtet (evtl. weitere Kritikalitäten im, aber auch unterhalb des Kernbereiches, erhöhter Anteil geschmolzenen Brennstoffes, evtl. erhöhte Temperaturen).

Entscheidend für die Bestimmung der Energetik von Rekritikalitäten ist die Exkursion, welche schließlich zu einer Kernmaterialentladung aus dem Core führt. Dabei ist es nicht entscheidend, ob dies die 2. oder 3. Exkursion ist. Rekritikalitäten unterhalb des Kernbereiches für den SNR 300 wurden von Pena et al /4.22/ analysiert und auch von der Bremer Arbeitsgruppe diskutiert (/4.31/, S. 1036). Bezüglich des erhöhten Anteils geschmolzenen Brennstoffs sollte klar sein, daß, um kohärente Materialbewegungen mit dem Potential energetischer Rekritikalitäten zu erzielen, der Kern axial und radial durch Brennstoff/Stahlblockaden abgeschlossen werden muß. Dieses Material fehlt natürlich im Kern. Aber ohne diese Blockaden wären auch energetische Rekritikalitäten nicht möglich. Aus der Forderung nach höheren anfänglichen Coretemperaturen spricht wieder der Laie, da höhere Temperaturen höhere Drücke bewirken, die Kernmaterialien also leichter dispergieren können. Damit würde sich bei einer Exkursion eine geringere Zunahme der Energiefreisetzung ergeben. Die Wirkung höherer Temperatur hat also eine andere als von der Bremer Arbeitsgruppe vermutete Wirkung.

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1039:

Zusammenfassung:

In den Sicherheitsbetrachtungen des SNR-300 wurden erst sehr spät Rekritikalitätsunfälle berücksichtigt, obwohl bekannt war, daß deren Potential an mechanischer Energiefreisetzung die Sicherheitsbarrieren des SNR-300 bei weitem übertrifft. Auch diese Untersuchungen sind jedoch nicht vollständig. Wesentliche Mechanismen zur Kernkompaktion werden nicht berücksichtigt. Da diese nach wie vor nicht ausgeschlossen werden können, ist aufgrund des drohenden Schadenspotentials dieser Unfälle wenigstens eine genaue Untersuchung dieser Abläufe nötig.

Hier stützt sich die Bremer Gruppe offenbar nur auf die Webbschen Arbeiten und behauptet, daß die Energiefreisetzungen bei Rekritikalitäten die Sicherheitsbarrieren des SNR-300 bei weitem übertreffen können. Die Arbeiten von Webb sind jedoch nicht als seriöse wissenschaftliche Beiträge anzusehen und geben daher auch keinen stichhaltigen Hinweis auf hohe Energiefreisetzungen.

Wie schon vorher diskutiert, treten im SNR-300 aufgrund seiner Designmerkmale (Größe, Anreicherung, Spaltgasplenum unten etc.) gewisse Prozesse gar nicht auf, die etwa für einen anderen Reaktor von Relevanz sein könnten. Eine genaue Untersuchung des Schadenspotentials nicht auftretender Prozesse erscheint uns nicht sinnvoll.

Zitat aus "Nukleare Exkursionsunfälle im SNR 300", Seite 1039:

Bis dahin müssen die Webbschen Ergebnisse als Obergrenze der mechanischen Energiefreisetzung gedeutet werden, die nicht mit Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen abqualifiziert werden können.

Dieser etwas kühne Schluß impliziert, daß die gesamte übrige Fachwelt mit ihrer jahrelangen Arbeit, sehr komplexen Methoden, großen Experimentierprogrammen etc. die Energiefreisetzungen in den von ihnen untersuchten Reaktoren (SNR, CRBR, FFTF, SPX etc.) um mehrere Größenordnungen (und, wie in Kapitel 7 gezeigt wird, geht es nicht um Prozentzahlen), falsch berechnet und nur R. Webb mit seinem SR-52 Taschenrechner die "wahren" Ergebnisse berechnet. Der Vorwurf, die Webbschen Energiefreisetzungen mit Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen abzuqualifizieren, trifft nicht zu. Es geht um viel banalere Dinge in den Webbschen Arbeiten wie fehlende naturwissenschaftliche Kenntnisse, falsche Interpretationen, Rechenfehler, falsche Modelle (siehe Kapitel 7).

4.3 Zusammenfassung

Die Durchsicht des Kommissionspapiers "Nukleare Exkursionsunfälle im SNR 300" der Arbeitsgruppe Schneller Brüter von der Universität Bremen zeigt nur, daß die Mitglieder dieser Gruppe entweder nicht willens oder unfähig waren, die von ihnen zitierten Arbeiten seriöser Wissenschaftler richtig zu bewerten bzw. adäquat auf den SNR 300 zu übertragen. Eine detaillierte

Analyse der von ihnen zitierten Veröffentlichungen ergibt keinen Hinweis, daß Energiefreisetzen berechnet oder zitiert wurden, die, auf die speziellen Gegebenheiten des SNR 300 übertragen, im Rahmen einer mechanistischen Störfallanalyse zu einer Überschreitung der Designgrenze führen. Dieses Ergebnis ist nicht überraschend, da die Arbeiten im Rahmen des Genehmigungsverfahrens z.T. auf den älteren hier diskutierten Arbeiten aufbauen und wegen der Forderung, daß im Genehmigungsverfahren der "Stand von Wissenschaft und Technik" eingehalten werden muß auch stets neuere Arbeiten in die Diskussion und Bewertung einfließen.

Kapitel 4.4: Anhang: Diskussion und Bewertung von Literatur-
stellen

Titel:

Quarterly Report
Physics for Safety Analysis Program
July 1 through Sept. 30, 1973
Compiled by M.E. Battat
LA 5514 PR, Progr. Rep.
Special Distribution
Issued: February 74

In der Arbeit von Battat /4.18/ aus dem Jahre 1974 werden Rekritikalitäten im Reaktorkern und im Reaktortank untersucht, wobei es bei den letzteren Untersuchungen hauptsächlich um die Bestimmung kritischer Kern-Materialkonfigurationen geht.

In dem für die "Obergrenzenstudie" relevanten Teil des Berichtes LA-5514 werden Rekritikalitätsszenarien diskutiert, bei denen vorher aus dem Kernbereich ejezierte Brennstoffmengen wieder in den Kern zurückfallen, und dort eine promptkritische Exkursion auslösen können. Die Studie wurde für den FFTF mit seiner spezifischen Geometrie durchgeführt. Der Kernbereich wird dabei in 6 konzentrische Ringe aufgeteilt (aus SAS-Analysen). Es wird dann angenommen, daß das Core z.T. zusammenschmilzt und geschmolzener Brennstoff nach oben in die "instrument guide tubes" ejeziert wird. Dieser Brennstoff fällt dann unter Gravitationswirkung wieder in den Kern zurück.

Es werden im wesentlichen 2 Fälle diskutiert, wobei im Fall 1 eine Brennstoffmasse (Slug) von 618 kg aus einer Höhe von 524 cm in den kritischen zusammengeschmolzenen Kernbereich (Pool) zurückkehrt. Prompte Kritikalität wird nach einem Fallweg von 447 cm erreicht mit einer Reaktivitätsrampe von 66 \$/s. Der Abstand des Slugs von dem Brennstoffpool beträgt dabei noch 76,6 cm, der Reaktivitätsgradient bei prompt kritisch 0.07 \$/cm.

Im Fall 2 läßt man dieselbe "Slug-Masse" aus einer Höhe von 290 cm (Abstand der Coremittelebene zu oberem Ausgang des Instrumentenbaums) herabfallen. Aus dem Pool wird vorher noch mehr Brennstoff entfernt, um prompte Kritikalität in der Nähe der Pooloberfläche zu erzielen, da dann die neutronische Kopplung von Pool und Slug maximiert ist. Der Reaktivitätsgradient steigt dann auch auf 1.9 \$/cm und mit $v = 750$ cm/sec ergibt sich eine Rampe bei promptkritisch von 1425 \$/sec.

Der Schluß, der aus den Rechnungen gezogen wird, ist, daß auch bei gravitationsbedingten Wiedereintrittsvorgängen von Brennstoff hohe Reaktivitätsrampen auftreten können. Da die Gravitation als "mild force" angesehen wird und Na-Stahl-Dämpfe noch höhere Beschleunigungen bewirken könnten, werden Grenzan-
gaben für Exkursionen (-energien?) auf der Basis diese "approaches" als nicht möglich angesehen. Es werden allerdings keine Energiefreisetzungen (thermische oder mechanische) angegeben, sondern es wird nur implizit aus den Reaktivitätsrampen auf Energiefreisetzungen geschlossen.

Diese Studie für den FFTF dient dazu, Maximalpotentiale von Reaktivitätsrampen für diesen speziellen Reaktorentwurf anhand von stark idealisierten Modellen abzuschätzen. Hinter den Brennstoffumverteilungsprozessen steht kein detailliertes Szenario, so wird flüssiger Brennstoff über mehrere Meter ejeziert, ohne daß z.B. Wärmeübergangsphänomene oder Gefrierprozesse auftreten, der zurückbleibende Brennstoffpool wird selbst bei verzögert-kritisch als völlig dicht angenommen, obwohl laufend nukleare Wärme und Nachwärme erzeugt wird. Die definierten theoretischen Kernmaterialkonfigurationen werden mit Transporttheorie bestimmt, die angegebenen Zahlenwerte müßten von der neutronenphysikalischen Seite her zuverlässig sein.

Eine direkte Übertragung der Ergebnisse auf den SNR 300 ist sinnlos wegen der stark unterschiedlichen Dimensionen. So müßte etwa bei Übertragung der Rechnung 1 auf den SNR 300 Brennstoff aus dem Bereich Tauchplatte/Na-Eintrittsstutzen durch das Natrium und die oberen axialen Strukturen (Instrumentierungsplatte/Brennelementkopf/Brutmantel etc.) im freien Fall in den Kern zurückkehren. Hinzu kommt, daß auch noch andere Parameter der Rechnung wie Brennstoff/Stahlmassen, Materialdichten, Porositäten etc. mit den im SNR 300 auftretenden Werten nicht übereinstimmen.

Im einzelnen können folgende Punkte der Unterscheidung angeführt werden:

- Friert nach vorhergehender Ejektion Brennstoff im axialen Brutmantel als Blockade aus, so kann dieser im freien Fall nach erneutem Aufschmelzen erst ab Unterkante des oberen axialen Brutmantels in den Kern eintreten. Damit beschränkt sich die maximale Fallhöhe auf weniger als 90 cm.

- Da der Wiedereintritt aus den Blockaden des oberen axialen Blankets mit weitgehend intakter Bündelstruktur erfolgt, kann der Brennstoff durch die örtliche Entkopplung nur inkohärent wieder eintreten. Zu bedenken ist, daß der Brennstoff bei der vorangegangenen Ejektion zu verschiedenen Zeiten, mit unterschiedlichen Temperaturen, Geschwindigkeiten, Stahlanteilen und Tiefen in die oberen Strukturen eingedrungen ist. Auch der Gefrier- und Wiederaufschmelzprozess erfolgt zeitlich und räumlich inkohärent. Beim Wiedereintritt verhindert dann schließlich der im Core herrschende Druck und die nach oben gerichtete Dampfströmung einen Wiedereintritt in dichter Form. Zusätzlich zu den schon durch die Blanketstrukturen natürlich vorgegebenen Leervolumen-Anteilen im Slug verdünnt dies den wiedereintretenden Brennstoff nochmals. Dies führt zu einer drastischen Reduktion der Reaktivitätsgradienten, falls prompte Kritikalität erreicht werden kann. /4.12/.
- Wegen der unterschiedlichen Größe des Natrium-Voideffektes verläuft das Störfallszenario im FFTF anders als beim SNR 300. Beim SNR 300 kommt es nicht zu einer Brennstoff/Stahlseparation in den frühen Störfallphasen. Dies hat folgende Konsequenzen:
 - Die zurückkehrenden Brennstoffmassen enthalten Stahl, der reaktivitätsrampenreduzierend wirkt. Zudem fließt der Brennstoff/Stahlslug aus der Brutmantelstruktur heraus, die selbst etwa 50% Volumen benötigt. D.h. der Slug enthält global gesehen zusätzlich noch 50% Leervolumen. Die Reaktivitätsgradienten liegen dann beträchtlich unter den hier angegebenen Werten. Eigene Rechnungen sowie die Ergebnisse von Boudreau/Jackson /4.19/ zeigen, daß dann die Gradienten um mindestens den Faktor 4 niedriger sind.
 - Wegen des Nichtauftretens einer Brennstoff/Stahlseparation enthält auch der Pool Stahl, der bei geschmolzenem Brennstoff zu sieden beginnt. Der Pool erreicht dadurch einen hohen Voidanteil. Dadurch wird wiederum die Konfiguration weiter unterkritisch (prompte Kritikalität schwerer zu erreichen) und auch die Reaktivitätsgradienten werden geringer und liegen in der Größenordnung von 0.1-0.3 $\$/cm$. Zudem werden auch die Reaktivitätsrampen kleiner, da bis zum Erreichen von eventueller prompter Kritikalität das wiedereintretende Kernmaterial nicht unter Gravitationswirkung gegen die Dampfströmung fällt, sondern den Pool echt durchdringen muß.

- . In einem derartig aufgesiedeten Pool herrscht zudem ein Materialwertprofil W , (aus dem sich letztendlich die Reaktivitätsgradienten (dW/dx) ergeben), das axial grob einer \cos^2 -Funktion entspricht. Daraus ergibt sich dann, daß ein positiver Reaktivitätsgradient nur bis zum Wertmaximum vorhanden ist, der aber bis zu diesem Maximum kleiner wird und dann die Reaktivität sogar wieder abnimmt (negativer Wertgradient). Die für eine Generierung positiver Reaktivitätsrampen notwendige Fallhöhe H reduziert sich dadurch weiter auf H kleiner als 50 cm.

Anzumerken bliebe noch, daß die Rampe dadurch rel. insensitive von den Anfangsbedingungen wird, da hohe Wertgradienten sich mit kleinen Fallhöhen und kleine Wertgradienten sich mit längeren Fallwegen koppeln.

- . Volldichte Slugs (wie bei Battat /4.18/ können beim SNR 300 nur auftreten, wenn man annimmt, daß auch das Blanket mit dem wiedereintretenden Material in den Pool fällt. Dann wird entweder gar keine Kritikalität mehr erreicht, oder nurmehr mit ganz kleinen Reaktivitätsgradienten. So reduziert sich wie in /4.12/ gezeigt, bei der selben Brennstoffmenge durch 20% Blanketbeimischung der Reaktivitätsgradient um den Faktor 3. Höhere Anteile von Blanketmaterial führen schließlich dazu, daß keine prompte Kritikalität mehr erreicht wird.

Man könnte nun trotzdem eine theoretische Rechnung durchführen, in der man die obigen physikalischen Tatsachen und Gegebenheiten des SNR 300 außer acht läßt und die Bedingungen der Veröffentlichung von Battat 1:1 auf den SNR 300 überträgt. Man unterstellt also einen dichten Pool, einen dichten zurückkehrenden Slug, nimmt die Reaktivitätsgradienten von Battat und läßt dann die generierten Rampen in dieses dichte Brennstoffsystem einlaufen.

- . Die Poolkritikalität wird mit $k_{eff} = 0,88$ in LA-5514-PR angegeben. Transportrechnungen (S_n) für den SNR 300 ergeben dafür eine korrespondierende Poolhöhe von 24 cm.
- . Die Fallhöhe des Slugs bis zum Aufschlag auf die Pooloberfläche beträgt dann 70 cm und die Fallgeschwindigkeit 370 cm/sec.

Als Reaktivitätsgradient bei einem dichten wiedereintretenden Slug wird der nach Battat von 1.9 $\$/cm$ genommen. Damit ergäben sich Reaktivitätsrampen beim Erreichen prompter Kritikalität, die sich maximal mit 700 $\$/sec$ berechnen.

Exkursionsrechnungen mit KADIS für diese Rampe von 700 \$/sec in der entsprechenden Geometrie (mit Bestimmung der mechanischen Energiefreisetzung durch isentrope Expansion des heißen Brennstoffdampfes auf das gedehnte Covergasvolumen) ergeben dabei trotz erheblich größerer beteiligter Brennstoffmengen als bei Battat nur Werte von 200 MJ, man liegt also noch beträchtlich unter dem Designwert des SNR 300 von 370 MJ. Der Grund ist natürlich der, daß bei sehr steilen Rampen, die in eine sehr dichte (flüssige) Anordnung einlaufen, diese Anordnung wegen sehr hoher einphasiger Drücke sehr schnell auseinander getrieben wird und sich nuklear abschaltet. (Siehe auch /4.22/ und Bremer Vorlage S. 1036, "Rechnungen von Pena"). Dies ist wiederum ein klassisches Beispiel dafür, daß es bei solchen Sekundärexkursionen eben nicht allein auf die Rampensteilheit, sondern auch auf die genauen Bedingungen der Anordnung (Dichte, Temperatur, Geometrie usw.) wesentlich ankommt.

Es wird aber ausdrücklich betont, daß diese 200 MJ keinem realistischen Störfallszenario zugewiesen werden können, sondern nur als theoretische Nachrechnung eines Falles von Battat /4.18/ anzusehen sind.

Zusammenfassung:

Eine identische 1:1-Übertragung der Analysen von Battat (LA-5514-PR) auf den SNR 300 verbietet sich aufgrund der stark unterschiedlichen Dimensionen. Überträgt man jedoch das in LA-5514-PR angesprochene Szenario, (dichter Pool, 600 kg Slug etc) auf SNR-Dimensionen und Verhältnisse, so führen selbst diese Extremannahmen bei konsistenter Modellierung und Rechnung nicht zu extrem hohen Energiefreisetzungen.

Zudem bestätigt sich die schon vorher betonte Tatsache, daß die Angabe von Reaktivitätsrampen allein über die Energiefreisetzung der Exkursion wenig aussagt.

Titel: Recriticality Considerations in LMFBR Accidents

by

J.E. Boudreau, Los Alamos Scientific Lab.,

J.F. Jackson, Argonne National Lab.

Fast Reactor Safety Meeting,

April 2-4, 1974, Beverly Hills

Das Boudreau/Jackson-Papier stellt eine "klassische" Arbeit zum Thema Sekundärkritikalitäten dar. Es werden Rekritikalitäten im Corebereich als auch in der "hemispherical core support structure" unterhalb des Cores untersucht. Für diese Studie sind nur die Core-Rekritikalitäten von Relevanz. Verschiedene Rekritikalitätsszenarien sowie mögliche Kräfte und Druckquellen werden diskutiert, wie Gravitation, Brennstoff/Stahl/-Natriumdampf/Spaltgase, die eine Rekritikalität durch Brennstoffkompaktion auslösen können. Es werden erstmals in systematischer und umfassender Weise Rechnungen zu Rekritikalitätsszenarien durchgeführt und wichtige Sachverhalte (Einfluß von Brennstoff/Stahlmassen, Inkohärenzen etc.) aufgeklärt. Die Rechnungen selbst werden mehr in parametrischer Form durchgeführt, ohne auf spezielle mechanistische Szenarien bezüglich der Brennstoffumverteilung/erhaltung etc. genauer einzugehen. Die Analysen wurden für den FFTF mit seinen spezifischen Dimensionen und Strukturen durchgeführt. Es wird dabei darauf hingewiesen, daß die durchgeführten Rechnungen nicht ganz konsistent sind, weil diese teilweise für etwas verschiedene Reaktormodelle durchgeführt wurden.

Als für die "Obergrenzenstudie" relevantes Rekritikalitätsszenario (hohe Energiefreisetzung und Potential steiler Rampen), kann der Wiedereintritt von vorher ejeziertem Corebrennstoff in den Kernbereich angesehen werden. Andere Rekritikalitätsszenarien, wie autokatalytische Reaktivitätseffekte durch Brennstoffbewegung werden eingehend in einem anderen Papier von Boudreau /4.7/ besprochen, (s. Anhang 4.4).

Es wird schließlich noch darauf hingewiesen, daß für den FFTF nur nach nicht-energetischen Primärexkursionen ein wirkliches Potential für Sekundärkritikalitäten besteht, wenn also zu wenig Corebrennstoff endgültig aus dem Kernbereich entfernt wurde. Direkt werden in dem Papier keine Energiefreisetzungen angegeben, jedoch wird ein Rekritikalitätsszenario dargestellt, bei dem nach einem postulierten Brennstoff-Natriumreaktionsprozeß (BNR) im Oberplenum des FFTF Brennstoff druckgetrieben in den Kern eintritt.

Beim promptkritischen Punkt werden Reaktivitätsgradienten von $0.14 \text{ \$/cm}$ erreicht und Geschwindigkeiten von 2850 cm/sec abgeschätzt. Die daraus entstehenden Reaktivitätsrampen von bis zu $400 \text{ \$/sec}$ werden für VENUS-II-Rechnungen benutzt. Die Rampe von $400 \text{ \$/sec}$ führt dann zu mittleren Brennstofftemperaturen von 8000 K .

Da die gesamte Studie eine orientierende Grundlagenuntersuchung darstellt, werden Parameteruntersuchungen in weiten Bereichen durchgeführt, die selbst für den FFTF im Hinblick auf eine Energieobergrenze keine Relevanz haben.

Im einzelnen werden mehrere Fälle von Rekritikalitäten unter verschiedenen Randbedingungen diskutiert. Dabei werden stets aus Kernmaterialumverteilungsvorgängen Reaktivitätsgradienten bestimmt und diese mit den Geschwindigkeiten (erzeugt mit Hilfe von Gravitation oder unter Druckwirkung) korreliert (Fall 1). Dabei ist interessant, daß in einem Fall, bei dem ein detailliertes Szenario zu einem Wiedereintritt von Kernmaterial in das Core des FFTF führt und auch die Massen/Materialbilanzen sorgfältig gemacht wurden, es zu einem kleinen Reaktivitätsgradienten von $= 0.14 \text{ \$/cm}$ bei promptkritisch kommt. Erst durch die Verbindung mit einer "druckgetriebenen" Materialkompaktion werden daraus Rampen von $400 \text{ \$/sec}$ errechnet (s. oben).

In einem weiteren beispielhaften Fall (Fall 2) werden die Rechnungen von Battat zitiert (LA-5514-PR siehe Anhang Kapitel 4.4 dazu), die eher "künstlich" einen Maximalreaktivitätsgradienten von $1.9 \text{ \$/cm}$ berechnen. Schlußfolgerung ist, daß sich die Reaktivitätsgradienten um eine Größenordnung unterscheiden können und eine große Variationsbreite existiert. In Parameterstudien wird dann noch der Einfluß von Effekten, wie Inkohärenz des Wiedereintritts von Material, Verdünnung des Brennstoffs durch Stahl oder Leervolumenanteile, untersucht. Es zeigt sich dabei, daß durch diese Effekte die Reaktivitätsgradienten und damit natürlich auch die Reaktivitätsrampen drastisch reduziert werden und zwar von den obigen $1.9 \text{ \$/cm}$ auf $0.3 - 0.8 \text{ \$/cm}$ in den entsprechenden Rechenfällen.

Der Schluß, der aus diesen Rechnungen gezogen wird, ist, daß es einen weiten Bereich von möglichen Reaktivitätsrampen geben kann, wenn allein der Reaktivitätsgradient zwischen $0.04 - 1.9 \text{ \$/sec}$ variiert. Wird eine Falldistanz von 70 cm angenommen, so resultieren Reaktivitätsrampen zwischen 15 und $700 \text{ \$/sec}$ daraus. Dabei sind noch keine Druckquellen, sondern es ist nur Kompaktion unter Gravitationswirkung berücksichtigt.

Die durchgeführten Rechnungen sind z.T. nur grob an die angegebenen Szenarien gekoppelt, wobei die Rechnungen, die nahe an SAS2A-Ergebnisse angelehnt sind, nur geringe Reaktivitätsgradienten ergeben. Hohe Reaktivitätsgradienten ergeben sich nur bei etwas "künstlichen" Konfigurationen, wie sie in LA-5514 (siehe Anhang) schon diskutiert wurden. Von daher ist die Aussage über die große Schwankungsbreite der möglichen Reaktivitätsgradienten beim FFTF einzuengen. Die geringen Reaktivitätsgradienten können sich allerdings auch in hohe Rampen umwandeln, wenn druckgetriebene Rekritikalitäten unterstellt werden. Aufgrund der Unsicherheiten bei den druckgetriebenen Rekritikalitäten wurden umfangreiche Experimentreihen im ANL durchgeführt /4.15, 4.16/, die sog. UPI-Tests, bei denen Brennstoff unter hohem und niedrigerem Druck sowie mit verschiedenen Voidanteilen in Brennelementstrukturen mit Natrium injiziert wurden. Alle Tests ergaben ein negatives Resultat. Es konnten keine anstehenden Druckaufbauten durch BNR erreicht werden, die den Brennstoff in das Brennelement zurücktreiben könnten. Lokale BNRs erzeugen zwar Druckspitzen von 100 bar und mehr, die Druckpulse sind wegen ihrer geringen Halbwertszeit (weniger als 1 msec) jedoch nicht geeignet, Material wesentlich zu beschleunigen. Dies ist konsistent mit den am KfK durchgeführten SIMBATH-Experimenten /4.28/.

Eine Übertragbarkeit der Ergebnisse der Rekritikalitätsstudie auf den SNR 300 scheint kaum möglich wegen der unterschiedlichen Störfallszenarien, den unterschiedlichen Dimensionen, Materialdichten etc. Es können dabei zum Teil die Argumente aus der Kritik zu LA-5514-PR (siehe Anhang Kap. 4.4) übernommen werden bzw. auch die Aussagen über BNR-Prozesse aus der einleitenden Kritik an der Bremer Vorlage.

- Das Störfallszenario im SNR 300 (positiver Kühlmittelvoid größer als beim FFTF), läuft anders ab als im FFTF. Separationsvorgänge von Brennstoff und Stahl sind unwahrscheinlich. Die Slugs und der Pool enthalten daher Stahl, was zu einer Reduktion der Reaktivitätsgradienten führt (Faktor 2 und mehr). Zudem werden sich kaum reflektierende Stahlschichten am Boden ausbilden. Die Reaktivitätsgradientenreduktion erfolgt dabei 2-fach: erstens ist der eintretende Slug durch Stahl verdünnt, zweitens ist im Pool Stahl, der dann siedeln kann und Voidanteile produziert.
- "Herabfallen" kann nur aus den Blankets erfolgen, daher stehen für Fallprozesse nur sehr viel geringere Beschleunigungswege als bei FFTF zur Verfügung.

- Fällt Material aus den Blankets, dann enthält dies 50% Leervolumenanteil, - wodurch die Reaktivitätsgradienten klein werden - bzw. dieses enthält Blanketmaterial, wodurch die Reaktivitätsgradienten sehr klein werden. Dabei gilt bei konstant angenommener Rampe in recht guter Näherung: $\text{const} = (\nabla \rho_i)^2 h_i$ d.h. selbst eine geringfügige Änderung in $\nabla \rho_i$ setzt sich quadratisch in eine Änderung der zugehörigen Fallhöhe h_i um. Eine Reduktion des Reaktivitätsgradienten um die Hälfte läßt also eine 4-fach höhere Fallstrecke bei gleicher Rampe zu.
- Reentry-Vorgänge aus dem axialen Brutmantel werden stark inkohärent verlaufen und von daher ist eine weitere Reduktion des Reaktivitätsgradienten zu erwarten. Dies wird auch durch die Überlegungen und Rechnungen von Boudreau/Jackson zum sogenannten "staggered fall" bestätigt. Ebenso wird dies durch die Analysen zum inkohärenten Wiedereintritt von Brennstoff im Rahmen des Genehmigungsverfahrens /4.12/ bestätigt. Der Brennstoff ist bei der vorangegangenen Ejektion zu verschiedenen Zeiten, mit unterschiedlichen Temperaturen, Geschwindigkeiten, Stahlanteilen und Tiefen in die obere Struktur eingedrungen. Auch der Gefrier- und Wiederaufschmelzprozeß erfolgt zeitlich und räumlich inkohärent. Beim Wiedereintritt verhindert dann schließlich der im Core herrschende Druck und die nach oben gerichtete Dampfströmung einen Wiedereintritt in dichter Form.

Insgesamt führen diese Punkte zu der Aussage, daß die Variationsbreite der Reaktivitätsgradienten im SNR 300 geringer als beim FFTF ist und zudem zu niedrigeren Werten verschoben ist.

- Druckgetriebene Prozesse durch BNR in den oberen Brutmantelstrukturen schließen sich bei einem Kühlmitteldurchsatzstörfall im SNR 300 aus, da sich dort kein Natrium mehr befindet. Für eine effektive BNR wäre zudem flüssig/flüssig Kontakt der Komponenten Brennstoff/Natrium notwendig, was bei der Zweiphasenströmung während der Kernmaterialbewegung aus dem Kern durch die axialen Blankets kaum zu erreichen ist. In diesem Zusammenhang soll auch nochmals auf die UPI-Experimente /4.15, 4.16/ verwiesen werden, aus denen sich keine Hinweise auf druckgetriebene Prozesse und Phänomene ergaben. Zudem würden bei einer Unterstellung dieses Szenarios die Prozesse sehr inkohärent durch die noch vorhandenen intakten Strukturen ablaufen. Um aber für große Reaktivitätsrampen genügend große Reaktivitätsgradienten zu erhalten, müssen schon einige 100 kg Brennstoff in den Kern hineinbewegt werden.

Letztlich soll noch darauf hingewiesen werden, daß die dominanten Prozesse bei der Materialejektion in die kälteren Strukturen, die Gefrierphänomene des Brennstoffs bzw. des Stahls und die Blockadebildung sind.

Titel: On Autocatalysis During Fast Reactor Disassembly

J.E. Boudreau and C.R. Erdman

Nucl. Sci. Eng. 51, 206 (1973)

Im vorliegenden Papier werden autokatalytische Prozesse durch Kernmaterialumverteilung in verschiedenen Reaktorkonfigurationen und Geometrien untersucht. Der Gedanke dahinter ist, daß nach einer energetischen Disassembly der Kern durch Materialbewegung in die Peripherie des Kerns zuerst nuklear kurzzeitig abgeschaltet wird, daß es aber durch diese Kernmaterialumverteilung axial und radial nach außen in bestimmten Kernentwürfen zu erneut kritischen Konfigurationen kommen kann (Rekritikalität direkt nach energetischer Disassembly!!!) Im ersten Teil der Arbeit von Boudreau werden einfache analytisch zu behandelnde Reaktormodelle auf diesen Effekt hin untersucht. So wird etwa ein "nacktes" zylindrisches Reaktorcore in 2 Teilen nach oben und unten axial komprimiert, radial nach außen gedrückt, bzw. werden auch 2 Zonencores radial komprimiert.

Für besonders hohe, sehr flache Reaktorkerne, kombiniert mit entsprechend hoher Anreicherung, läßt sich in der Tat eine Reaktivitätssteigerung durch bestimmte Kernmaterialumverteilung nachweisen. Diese Reaktivitätssteigerung resultiert aus der z.T. völligen Materialumverteilung durch Kernmaterialbewegung. Der Effekt ist für unreflektierte Kerne (ohne Brutmantel) besonders ausgeprägt, weil diese Kerne natürlich eine höhere Anreicherung besitzen. In Cores mit Reflektoren verringert sich die Wahrscheinlichkeit für derartige autokatalytische Prozesse.

Im zweiten Teil der Arbeit wird zuerst ein reflektiertes Einzonencore untersucht und verschiedene Materialbewegungen und Umverteilungen mit k_{eff} -Transportrechnungen (TWOTRAN) verfolgt. Das gewählte Core entspricht dem Critical ZPR-6 (Argonne). Es werden daran unterschiedliche Trends (VENUS Störungsrechnung/-TWOTRAN • SN Transporttheorie) in den berechneten Reaktivitätswerten aufgezeigt, wobei allerdings explizit keine VENUS-Rechnungen durchgeführt werden, sondern nur qualitativ beschrieben wird, welchen Reaktivitätseffekt VENUS voraussagen würde. Ähnliche Rechnungen und qualitative Aussagen zu VENUS werden dann nochmals für ein Zweizonencore eines 1000 MWe-Reaktors durchgeführt. Aus den Rechnungen wird der Schluß gezogen, daß extreme Kernmaterialumverteilungen wegen der starken Spektral/Leakageänderungen mit Störungsrechnung (VENUS) nicht beschreibbar sind.

Im dritten Teil der Arbeit wird nochmals detaillierter auf den Vergleich Transporttheorie/Störungsrechnung (in VENUS) eingegangen, indem TWOTRAN-Rechnungen quantitativ mit VENUS-Rechnungen verglichen werden. Als Reaktor wird wieder ein 1000 MWe-Reaktor ausgewählt, in den eine nicht näher spezifiziert 100 \$/sec Disassemblyrampe einläuft. Aus dem VENUS-Lauf wurde dann das stark verzerrte Lagrange-Maschennetz (mit den entspr. Materialdichten für Brennstoff/Stahl/Natrium) auf das orthogonale TWOTRAN-(Transporttheorie)-Eulernetz abgebildet.

Das Ergebnis ist, daß VENUS eine starke Abschaltwirkung durch Kernmaterialbewegung voraussagt, während bei den Transportrechnungen mit der Übertragung der Kernmaterialdichten auf das TWOTRAN-Maschennetz die Reaktivität zwar auch zuerst abnimmt, aber nach etwa 3 msec Kernmaterialbewegung auf einem Reaktivitätsniveau von etwa -2% zum Halten kommt. Der Reaktor ist zwar auch nach TWOTRAN nuklear unterkritisch und die Exkursion beendet, nur sagt VENUS eine viel größere Unterkritikalität (mehr als -10%) voraus. Als Quintessenz der Arbeit von Boudreau/Erdman kann die Aussage angesehen werden, daß das Punktkinetik/Wertkurvenkonzept (Störungsrechnung) in VENUS zu falschen Ergebnissen führt und nicht konservativ ist. Zusätzlich kann in speziellen Kernentwürfen die Kernmaterialumverteilung während einer Coredisassembly selbst wieder zu kritischen Anordnungen führen - die energetische Coredisassembly also direkt in eine Rekritikalität überleiten.

In der Arbeit von Boudreau werden zwar keine Energiefreisetzen angegeben, jedoch beinhalten autokatalytische Prozesse das Potential für hohe Energiefreisetzen und sind von daher für die Obergrenzenstudie von Interesse. Es ist nun zu fragen, ob beim SNR 300 derartige autokatalytische Kernmaterialumverteilungsprozesse auftreten können bzw. ob Reaktivitätsverläufe, berechnet mit Transporttheorie, stark von denen mit Störungstheorie vorausgesagten abweichen können. Eine Bewertung soll anhand der folgenden Punkte erfolgen:

- Eine Analyse und Auswertung der von Boudreau errechneten analytischen Beziehungen für autokatalytische Rekritikalitäten in einfachen Konfigurationen zeigt auf, daß für SNR 300 typische Dimensionen und Anreicherungen diese autokatalytischen Effekte nicht auftreten können. Nur bei "exotischen" Reaktorkernen (sehr hohe Kerne etc.) muß u.U. mit solchen Effekten gerechnet werden. So sind sehr hohe Kerne z.B. anfällig für autokatalytische Materialbewegung in axialer Richtung, sehr flache Kerne (pancaked) für Materialbewegung in radialer Richtung.

- Die von Boudreau durchgerechneten Materialkonfigurationen mit autokatalytischem Potential stellen allerdings künstliche Extremsituationen von Brennstoffumverteilungen dar. Es wird z.B. der gesamte Brennstoff aus den zentralen Kernbereichen entfernt und in der Peripherie völlig dicht kompaktiert. Unter Störfallbedingungen ist selbst in solchen speziellen Reaktorentwürfen das autokatalytische Verhalten natürlich nicht so ausgeprägt, da es zu solchen wie oben beschriebenen Materialverdichtungen/-verdünnungen natürlich nicht kommen kann.
- Ein wesentlicher Punkt ist, daß unter Störfallbedingungen nach Aufschmelzen des Kerns die durch die Druckgradienten ausgelöste dominante Kernmaterialbewegung in diesen "exotischen" Reaktorkernen gerade in die komplementäre Richtung führt und sich das Kernmaterial nicht so bewegen wird, wie es für autokatalytische Zustände notwendig wäre. Dies hängt damit zusammen, daß die Neutronenflußgradienten in die "nichtautokatalytische" Richtung sehr viel stärker sind und die Materialbewegung vornehmlich in diese Richtung vonstatten geht. Dies ist in Reaktorcores mit autokatalytischen Tendenzen zusätzlich noch zu beachten.
- Bei dem Vergleich der Ergebnisse von VENUS-TWOTRAN werden starke nichtkonservative Abweichungen in der Reaktivitätsberechnung mit VENUS aufgezeigt. Eigene Untersuchungen /4.8, 4.9/ mit eindimensionalen Diffusions- und Transporttheorien für den SNR 300 können diese Abweichungen nicht bestätigen.
- Die bei KfK durchgeführten Analysen zu diesem Problem zeigen auf, daß in den untersuchten Fällen der VENUS (KADIS) Formalismus z.T. pessimistische Ergebnisse produziert. In keinem der sehr zahlreichen analysierten Fälle konnte ein ähnliches Verhalten der Ergebnisse wie in Fig. 25 von Boudreau /4.7/ entdeckt werden. Die Rechnungen von Boudreau werden allerdings für einen 1000 MWe-Kern durchgeführt, dem nach Boudreau eher eine autokatalytische Tendenz zugewiesen werden kann. Wahrscheinlich sind Boudreau bei der Übertragung des deformierten Lagrangenetzes auf ein Eulernetz Fehler unterlaufen. So liegt insbesondere die rechte äußere Kernberandung im Lagrangenetz (VENUS) weiter außen als im Eulernetz von TWOTRAN. Unverständlich bei Boudreau ist dabei auch, daß sich der axiale Reaktorrand trotz massiver Verformungen (Dichteänderung in der axialen Außenmasche bis Faktor 8) nicht verändert hat und sich Brennstoff axial aus dem Kernbereich nicht hinausbewegen konnte. Es ist dabei noch anzumerken, daß, wenn in der Abflachung der Reaktivitätsabnahme bei Boudreau, eine Tendenz für ein autokatalytisches Verhalten gesehen werden soll, dieses Verhalten den analytischen Formeln, die in der Arbeit angegeben sind, eigentlich widerspricht.

- Bei den durchgeführten SIMMER Analysen mit ortsabhängiger Kinetik (LASL, KfK) ergaben sich keine Hinweise auf autokatalytische Materialumverteilungen im CRBR und SNR 300. Materialbewegung in die Peripherie des Kerns führt immer zu unterkritischen Zuständen. Eine energetische Kerndisassembly führt nach SIMMER in diesen Cores also nicht direkt in eine autokatalytische Rekritikalität.
- Beim Hinweis auf die starken Diskrepanzen zwischen Transporttheorie und Störungsrechnung wird zudem der Anschein erweckt, als ob es bei den durchgeführten Sicherheitsanalysen üblich wäre, extrem starke Kernmaterialumverteilungen, also Kompaktieren des gesamten Cores etc. mit den Wertkurven (Störungstheorie) des ungestörten Rektors in VENUS zu analysieren. Aus der Kenntnis der Grenzen der Störungstheorie 1. Ordnung würde sich dies verbieten und wurde auch so nicht gemacht (zumindest im KfK). So wurden z.B. für die Analysen zu Sekundärkritikalitäten im SNR 300 /4.12, 4.13/ jeweils für die untersuchte Materialkonfiguration beim Eintreten der Sekundärexkursion am promptkritischen Punkt die Wertkurven, Leistungsverteilungen, Dopplerkoeffizienten, ortsabhängig stets neu bestimmt.

Titel: Some Recriticality Studies with SIMMER II

W.R. Bohl

Energy Division

Los Alamos Scientific Laboratory

University of California

Los Alamos, NM 87545, USA

Proc. Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology,
Seattle, Washington, Aug.19-23,1979

In der Arbeit von W.R. Bohl werden die ersten mechanistischen Rechnungen zur Übergangsphase für einen Kühlmitteldurchsatzstörfall mit SIMMER II dargestellt. Ausgangspunkt dieser Analysen für den CRBR sind mechanistische SAS3D-Rechnungen für die Einleitungsphase. Diese SIMMER-Analysen bilden den Kernpunkt und den wichtigsten Teil der Bohlschen Arbeit. Neben den mechanistischen Rechnungen werden noch Untersuchungen zum Verhalten von siedenden Brennstoff/Stahlpools diskutiert sowie einige sog. postulierte Rekritikalitätsszenarien (im wesentlichen druckgetriebene Rekritikalitäten) analysiert.

Mechanistische Analysen:

Die mechanistischen Analysen mit SIMMER II zeigen, daß die Blockadebildung in kälteren Strukturen ein wesentliches Schlüsselphänomen darstellt, da bei teilweise oder völlig offenen Blanketstrukturen durch frühzeitige Kernmaterialejektion die Ausbildung großer zusammenhängender Pools mit kohärenten Materialbewegungen unwahrscheinlich ist und der Kern relativ frühzeitig (permanent) nuklear unterkritisch wird. Früher Kontakt mit Natrium an Grenzflächen mit heißem Brennstoff/Stahl führt zu einer Verstärkung der Dispersion und unterstützt diese frühe Kernmaterialbewegung in noch intakten Brennelementkästen. Wird durch Eingabe und Codeänderungen erreicht, daß Blockadebildung in den ersten Blanketnodes auftritt bzw. die Na-Dispersion stark reduziert wird, so wird eine frühe axial gerichtete Dispersion des Kernmaterials unterbunden - es kommt zur radialen Schmelzpropagation, (die Brennelementkästen schmelzen durch) und es kommt zur Ausbildung eines sogenannten "whole core pools".

In dieser "Referenzrechnung" mit SIMMER II kommt es nach mehreren milden Leistungsexkursionen, deren Heftigkeit allerdings immer mehr zunimmt, schließlich zu einer durch eine 70 \$/s-Rampe, getriebenen promptkritischen Leistungsexkursion. Dabei werden Brennstoffspitzentemperaturen von 5670 K erreicht.

Ursache dieser heftigen Exkursion ist:

- nach dem Durchschmelzen der Hexcans treten kohärente Materialbewegungen nach außen an den Kernrand auf. Dort sammelt sich das Material an und fließt unter Gravitationswirkung nach unten und wieder zur Kernmitte zurück (sog. Sloshing-Bewegung). Während der Kernmaterialverdichtung in der Poolmitte versagt der zentrale Kontrollstab in der Kernmitte und Kondensationsvorgänge führen zu einer weiteren Beschleunigung des Kernmaterials zum Corezentrum hin.
- Während der Phase früher Materialbewegung wird die Mobilität des Kernmaterials überschätzt - die ersten Exkursionen während dieser Störfallphase treiben dann sozusagen die weiteren Exkursionen an.
- Schließlich wird durch die RZ-Modellierung in SIMMER eine starke Kohärenz der Materialbewegung erzwungen, die sich dann in überhöhte Rampen umsetzt.

Eine weitere mechanistische Rechnung, bei der die frühe hohe Mobilität des Brennstoffs durch eine Modelländerung unterbunden wird und damit die frühen treibenden Leistungsexkursionen nicht erfolgen, führt dann in der Tat zu einem mildereren Störfallablauf mit max. Reaktivitätsrampen von 20 \$/s (resultierend aus "sloshing-Bewegung") und Brennstoff/Stahl Spitzentemperaturen von 3000-4000 K. Diese Leistungsexkursion führt zu Kernmaterialejektion und zumindest vorläufig zu Unterkritikalität. Eine Weiterrechnung mit den in SIMMER vorhandenen Modellen wird dann als nicht mehr sinnvoll angesehen.

Die Modelländerung zur Unterbindung von allzu großer früher Kernmaterialmobilität muß in dem Lichte gesehen werden, daß bei der Übertragung von SAS auf den SIMMER-Code (die Ergebnisse der SAS-Rechnung werden als Eingabe für SIMMER benutzt), ein hoher Teil des Brennstoffes, der gerade schmilzt, dem SIMMER-Partikelfeld zugeordnet wird. Berücksichtigt man Vorgänge wie Brennstoffschwellen, so ist es in der Tat sinnvoll, erst verzögert volle Mobilität der Brennstoff/Stahlmasse zuzulassen.

Die Quintessenz der mechanistischen Analysen ist, daß, wenn Kernmaterial nicht frühzeitig in großem Umfang aus dem Kern ejeziert werden kann, Rekritikalitäten unvermeidlich sind. Solange während des Störfallablaufs noch intakte Hexcans existieren, halten sich mögliche Reaktivitätsrampen in engen Grenzen. Erst nach dem Durchschmelzen der Hexcans führt kohärente Kernmaterialbewegung auf Rampen zwischen 10 - 70 \$/sec. Die dabei erreichten Brennstofftemperaturen erreichen maximal 5670 K.

Reaktivitätsrampen von 100 $\$/\text{sec}$ werden für unwahrscheinlich gehalten, da insbesondere größere, in Wirklichkeit vorhandene, Inkohärenzen die Rampenhöhe noch nach unten drücken werden. Nicht berücksichtigt wird auch der reaktivitätsreduzierende Effekt durch die Beimischung von Blanketpellets zum Pool. Daneben existieren aber auch Mechanismen, die zu einer erhöhten Energetik beitragen könnten, z.B. das Ausdampfen von Neutronenvorläufern bzw. das Kollabieren von Pelletsäulen nach Hüllrohrschmelzen.

Untersuchungen zu siedenden Pools

In diesem Teil der Arbeit wird die Fauske-These des stabilen Pools /4.32/ näher untersucht. Die SIMMER-Untersuchungen zeigen, daß Pools in abgeschlossener Konfiguration ("bottled up pools") unweigerlich kollabieren und promptkritische Exkursionen auslösen. Leistungsinduzierte Druckgradienten führen zu einer Kernmaterialumverteilung nach außen - ursprünglich vorhandene Kondensationsflächen gehen verloren und in dieser adiabaten Situation kollabiert der Pool.

Untersuchungen zu postulierten Rekritikalitätsszenarien Neben den realistischen mechanistischen Analysen werden auch postulierte Störfallszenarien untersucht (im wesentlichen druckgetriebene Rekritikalitäten), auf deren spekulativen Charakter allerdings deutlich hingewiesen wird.

Corekompaktion durch Spaltgase aus dem Spaltgasplenum von "low power"-Subassemblies nach einer milden Leistungsexkursion. Bei genügend großen Gasmengen kommt es zu heftigen Brennstoffkompaktionsphänomenen, z.B. 20 bar Druck, wirkend auf einen Kreisring mit 20% der Corefläche resultiert in Rampen von 250 $\$/\text{sec}$. (Wegen des unten liegenden Spaltgasplenums ausschließbar im SNR 300 siehe Kapitel 3).

- Druckgetriebene Rekritikalitäten nach BNR. Werden für den CRBR allerdings ausgeschlossen, da SIMMER-Rechnungen keine (massive) Kernmaterialrückkehr zeigen. (Brennstoff nur mit hohem Voidanteil ejeziert)
- Eine Dampf/Druckquelle im Zentrum oberhalb eines 2-dim. Core-Pools kann Material radial nach außen treiben (sloshing). Der sich dort verdichtende Brennstoff läuft nach unten und wieder zur Coremitte. Reaktivitätsrampen von einigen 100 $\$/\text{sec}$ sind dabei erreichbar.

Im hier diskutierten Papier werden direkt keine Energiefreisetzen ange-sprochen oder berechnet, sondern nur Reaktivitätsrampen und Leistungsverläufe etc. angegeben. Nur für die mechanistische SIMMER-Rechnung, die schließlich zu einer Reaktivitätsrampe von $70 \text{ } \$/\text{sec}$ führt, wird auch die Brennstoffspitzen-temperatur im Core mit $T_{\text{max}} = \underline{5670 \text{ K}}$ angegeben. Da T_{max} entscheidend die Ex-kursionsenergie über den Druck ($p = p(T)$) bestimmt, kann diese Temperatur als ein Hinweis auf die Energiefreisetzung, ausgedrückt als isentrope Expansion auf das Covergasvolumen angesehen werden. Eigene Untersuchungen von Modell-fällen von Sekundärkritikalitäten (siehe Seattle-Konferenz /4.12/) führen auf maximale Brennstofftemperaturen von $\underline{5749 \text{ K}}$, (also auf 23 bar höheren Spitzen-druck) und ergeben damit ein mechanisches Arbeitspotential von $\underline{90 \text{ MJ}}$. Dies kann als Vergleichsgröße für die Bohlschen Ergebnisse dienen.

Die wesentlichen Aussagen des Bohl-Papiers sind:

- . wenn nicht frühe Kernmaterialdispersion und Entladung den Kern permanent unterkritisch macht, sondern Blockadebildung in den kälteren Brutmantelbe-reichen zu einer "bottled up pool"-Situation führt, so kommt es unweiger-lich zu Sekundärkritikalitäten.
- . stabil ausgesiedete Pools existieren in der Regel nicht, sondern Dispersion und Kompaktion treten als wechselwirkende Prozesse dynamisch auf.

Da zurzeit in SIMMER gewisse Phänomene, die in siedenden Pools auftreten kön-nen, wie die Brennstoffkrustenbildung an den Poolrändern, zeitlich längeres Vor-handensein von Kondensationsflächen etc. noch nicht adäquat beschrieben werden können, ist ein stabiles Aufsieden von Brennstoffpools jedoch noch nicht gänz-lich auszuschließen.

Insgesamt kommt Bohl zu dem Schluß, daß

"the SIMMER-calculations suggest that excessive ramp rates (greater than $100 \text{ } \$/\text{s}$) are rather unlikely.

Er begründet seine Aussage damit, daß SIMMER durch die RZ-Modellierung die Kohä-renz der Materialbewegung überschätzt, daß intakte Brennelementkästen nur inko-härente Kernmaterialbewegung zulassen, bei mechanistischen Analysen nur relativ kleine Reaktivitätsrampen auftreten und verschiedene, die Energetik mildernde Effekte, wie der Eintritt und die Vermischung von Blanketmaterial etc. nicht be-

rücksichtigt sind. Als die Exkursionsenergetik erhöhende Effekte werden dann noch das Kollabieren von Pelletsäulen ohne Hüllrohrmaterial und das Ausdampfen von Vorläuferkernen verzögerter Neutronen angesehen. Hierzu bleibt anzumerken, daß das Kollabieren der Pelletsäulen ein gravitationsbedingter Prozeß ist und zudem inkohärent ablaufen würde. Zudem werden ähnliche Prozesse in SAS3D simuliert und können von ihren Auswirkungen her bestimmt werden /4.30/.

Eigene Untersuchungen zum Ausdampfen von Vorläuferkernen aus siedenden Brennstoff/Stahl-Pools und der Einfluß des Vorläuferverlustes auf die Energetik von Sekundäreinkursionen zeigen, daß dieser Prozeß die Exkursionsenergetik nur geringfügig erhöht /4.26/.

Bei dem Versuch, die Ergebnisse aus den SIMMER-Analysen des CRBR auf den SNR 300 zu übertragen, müssen natürlich wieder die speziellen Anlagenunterschiede beachtet werden, die sich in einem geänderten Störfallverlauf ausdrücken:

- die völlige Blockadebildung durch Brennstoff/Stahl in den kälteren Core/Brutmantelbereichen ist für den SNR 300 unwahrscheinlich. Insbesondere im Lichte der Ergebnisse der am ANL durchgeführten Experimente /4.29/ kann mit einem Durchdringen des Kernmaterials durch die axialen Strukturen gerechnet werden. Die im Experiment gemessenen Penetrationslängen liegen bei 40 cm und darüber. Hinzu kommt noch, daß beim SNR 300 ein größeres Leervolumen in den Brennelementen (also ein hohes p/d-Verhältnis) die Durchdringung weiter erleichtert. Bei einer axialen Brutmantelhöhe von 40 cm ist daher eine direkte Durchdringung der oberen Strukturen und eine Ejektion von Kernmaterial wahrscheinlich.
- Anders als beim CRBR liegt beim SNR 300 auch das Spaltgasplenum unter dem Kern. Dies führt auch dazu, daß die Wege vom Kern ins obere Plenum beim SNR 300 wesentlich kürzer sind als beim CRBR, so daß die axiale Entladung von Kernmaterial nach oben aus dem Kern leichter möglich ist. Für den SNR 300 ist damit die Wahrscheinlichkeit für die Ausbildung eines "bottled up pools" herabgesetzt und damit auch das Potential für energetische Sekundärkritikalitäten.
- Aufgrund des Verspannungskonzeptes in der oberen Stützebene besteht neben dem Eintritt von reaktivitätsreduzierendem Brutmaterial durch Abschmelzprozesse auch die Möglichkeit, daß Brutmantelteile inkohärent nach Kastenwandschmelzen in den Kern eintreten und das Reaktivitätsniveau stark absenken kann.

- Für den SNR 300 ergibt sich dann folgendes Bild: Durch die oberen Brennelementstrukturen werden beträchtliche Anteile des Kerninventars vor Einsetzen ausgedehnten Kastenwandschmelzens aus dem Kern entladen. Der Abstand des Reaktivitätsniveaus vom promptkritischen Punkt vergrößert sich dadurch und die für eine energetische Sekundärexkursion notwendige kohärente Materialbewegung wird verhindert. Wird zu wenig Material entladen, so sorgen zuerst die noch intakten BE-Kastenwände für genügend Inkohärenz und nach deren Aufschmelzen vergrößert eindringendes Brutmantelmaterial erneut den Abstand zu promptkritisch. Die Verdünnung durch Brutmaterial und die Verringerung der neutronisch/fluidodynamischen Kopplung verhindert dann die Entwicklung von energetischen Exkursionen in ausgedehnten Brennstoff-Stahlpools.
- Im Gegensatz zum CRBR hat der SNR 300 kein zentrales Kontrollstabelement, das durch sein zufälliges Aufbrechen zu einem sensitiven Zeitpunkt während des Störfallablaufes die Kernmaterialbewegung nach innen beschleunigt und etwa 50% zu der 70 \$/s-Rampe bei den mechanistischen Analysen beiträgt.

Allgemein gilt noch, daß SIMMER durch seine RZ-Modellierung die Kohärenz von Materialbewegungen stark betont und zu einer Überschätzung von Materialbewegungen tendiert.

Bei den Untersuchungen zu postulierten Rekritikalitätsszenarien weist W.R.Bohl selbst auf den spekulativen Charakter dieser Analysen hin. Da sich der SNR 300-Design von dem des CRBR stark unterscheidet, z.B. ist das Spaltgasplenum in kälteren natriumgekühlten Bereichen unter dem Kern, scheiden gewisse, von Bohl berechnete Störfallabläufe, wie die Kompaktion eines Brennstoffpools durch massiven Spaltgaseintritt, aus. Bezüglich einer durch Brennstoff/Natriumreaktion ausgelösten Core-Kompaktion schreibt Bohl selbst: "it should be emphasized that this phenomenology is not to be expected in a CRBR-LOF-sequence, where expanding core materials are calculated to form a highly dispersed spray before interaction with sodium".

Diese druckgetriebene Rekritikalität wird also als Rechenbeispiel ohne Bezug auf ein Störfallszenario gesehen. Dasselbe gilt für eine nicht weiter spezifizierte Druckquelle über dem aufgesiedeten Pool, die schließlich kompaktive Kernmaterialbewegung auslöst. Für eine Übertragung dieser Szenarien auf reale Störfallabläufe beim SNR 300 wird keine Notwendigkeit gesehen.

Titel: An Overview Assessment of Energetic Core Disruptive Accidents
M.G.Stevenson, C.R.Bell, W.R.Bohl, J.E.Boudreau, R.D. Burs
J.F.Jackson, L.B.Luck, J.J. Scott, L.L. Smith and S.T.Smith
Energy Division Los Alamos Scientific Laboratory,
University of California, Los Alamos, NM
Proc. of the Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology,
Seattle, Wash., August 19-23, 1979

In dieser Veröffentlichung auf der Seattle-Konferenz wird der Kenntnisstand auf dem Gebiet der Störfalluntersuchungen zu hypothetischen Kernzerstörungsunfällen aus Sicht des Los Alamos Scientific Lab. zusammengefaßt. Es werden verschiedene "Approaches" diskutiert - mechanistischer, phänomenologischer und probabilistischer - mit denen derartige Störfälle extrem geringer Eintrittswahrscheinlichkeit untersucht und bewertet werden können. Die Veröffentlichung konzentriert sich dabei auf den Kühlmitteldurchsatzstörfall speziell für den CRBR. Die verschiedenen Vorgehensweisen werden gegenübergestellt und Vor- bzw. Nachteile diskutiert. Phänomenologische Argumente müssen dabei vor allem dazu herangezogen werden, um Ereignisse mit extrem geringer Eintrittswahrscheinlichkeit, die sich schwer mit mechanistischen Analysen erfassen lassen, auszuschließen. Dem mechanistischen Vorgehen (mit SAS-SIMMER) wird insofern der Vorrang gegeben, als nur mit ihm der Störfall im Detail (d.h. unter Einschluß des komplexen Wechselspiels der verschiedenen Phänomene) verfolgt werden kann. Das probabilistische Vorgehen soll herangezogen werden, um "nachzuweisen", daß bestimmte Kombinationen von Ereignissen, Phänomenen, Unsicherheiten, die sich in einer Störfallenergetik ausdrücken, welche über eine sog. "containability envelope" hinausführt, eine extrem geringe Wahrscheinlichkeit besitzen. Unter dem Begriff "containability envelope" könnte man einen begrenzten Bereich von Bedingungen, Zuständen etc. verstehen, in den von der Energetik her ein sehr hoher Prozentsatz aller Störfälle mit großer Wahrscheinlichkeit fällt. Dieser Bereich soll dabei im Idealfall alle möglichen Core-Konfigurationen umfassen und ebenso möglichst hoch definierte Reaktivitätsrampen in diesen Konfigurationen einschließen. Im Detail wird dann auf den speziellen Reaktor CRBR und die Sicherheitsanalysen für diesen Reaktor eingegangen. Untersuchungen mit SIMMER zur Postdisassemblyphase und "containment capability" des CRBR zeigen, daß dabei definierte Rampen bis 150 \$/sec noch in diesen "containability envelope" fallen. (Bei Natrium im Kern müssen diese Rampen allerdings kleiner angesetzt werden, damit die dann berechneten Energiefreisetzen noch in dem begrenzenden Bereich liegen).

Vor diesem Hintergrund werden die in der vorliegenden Arbeit verschiedenen Prozesse und Phänomene der Einleitungsphase bzw. nachfolgender Störfallphasen auf ihre "containability" hin untersucht und ihr Gefährdungspotential angegeben.

	Prozeß	Gefährdungspotential für "containability envelope"
Einleitungsphase	Na-Sieden	nein
	LOF-TOP	ja
	Gravit.slumping (Brennstoffsäule)	nein
spätere Störfall- phasen	slumping in intakten gevoid. Subass. nach Auf- schmelzen v. Blockaden	nein
	whole core pools (nach Hexcanmelting, 2-dim. oszill. Bewegungen) ⁺	nein/ja

Bei diesen Bewegungsvorgängen (2-dim.) in "whole core pools" wird zwar darauf hingewiesen, daß keine mechanistische Transitionphase-Rechnung den sog. "containability envelope" gesprengt hat, es wird gleichzeitig aber deutlich gemacht, daß diese bisherigen Rechnungen weder die möglichen Core-Konfigurationen noch die Modellunsicherheiten abdecken und hier ein gewisses Gefährdungspotential existiert.

Es wird schließlich noch darauf hingewiesen, daß, wenn Druckquellen (Na, Spaltgas, Stahl etc.) willkürlich postuliert werden und materialbeschleunigend wirken, man zu extrem energetischen Exkursionen kommen kann.

In diesem Zusammenhang wird dann nochmals auf die Wichtigkeit, Nützlichkeit und Notwendigkeit mechanistischer Analysen hingewiesen, bei denen man nicht mit ad-hoc Annahmen zu operieren braucht, unrealistische Konfigurationen also ausgeschlossen werden können.

Es wird dabei auf die von W.R.Bohl /4.23/ durchgeführten mechanistischen Analysen mit SIMMER verwiesen, die zu keinem Energetikpotential führen, das über der Designgrenze des CRBR läge.

4.5 Literaturverzeichnis

- /4.1/ R.B. Nicholson
Methods for Determining the Energy Release in Hypothetical Reactor
Meltdown Accidents
APDA-150 (1962)
- /4.2/ D. Struwe et al.
Unveröffentlichter Bericht (1981)
- /4.3/ J.F. Jackson et al.
VENUS-II - A LMFBR Disassembly Program
ANL-7951 (1972)
- /4.4/ P. Schmuck et al.
KADIS - Ein Computerprogramm zur Analyse der Kernzerlegungsphase bei
hypothetischen Störfällen in Schnellen Natriumgekühlten Brutreak-
toren
KfK 2497 (1977)
- /4.5/ L.B. Engle et al.
Reactor Power Excursion Studies
Proceedings Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable
Operation, Karlsruhe, October 1972, 1331
- /4.6/ T.F. Bott et al.
Experimental Comparison Studies with the VENUS-II Disassembly Code
ANS/ENS Int. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics,
Chicago 1976
CONF-761001, p. 1134
- /4.7/ J.E. Boudreau et al.
On Autocatalysis During Fast Reactor Disassembly
Nucl. Sci. Eng. 51, 206 (1973)

- /4.8/ W. Maschek
Unveröffentlichter Bericht (1975)
- /4.9/ W. Maschek et al.
Eindimensionale Studien zur Reaktivitätsrückwirkung von Materialbewegung im Rahmen des KADIS-Modells
KfK 1275/3
- /4.10/ L.L. Smith et al.
SIMMER-II - A Computer Program for LMFBR Disrupted Core Analysis
LA-7515-MS (1980)
- /4.11/ J.F. Jackson et al.
Persönliche Mitteilung (1972)
- /4.12/ W. Maschek et al.
Recriticality Considerations and Core Material Distribution in the Reactor Vessel of SNR-300 as Consequence of Unprotected Loss of Flow Transients in the Mark 1A Core
Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, 1979, p. 721
- /4.13/ W. Maschek et al.
Untersuchung von Modellfällen für Sekundärkritikalitäten im Kernbereich des SNR-300 (Mark 1A Kern)
KfK 3320 (1982)
- /4.14/ R.J. Henninger et al.
Effects of Fuel/Sodium Film Interaction and Delayed Fission Gas Release on Extended Fuel Motion in a High Power LMFBR Subassembly
Trans.Am.Nucl.Soc. 34, 524 (1980)

/4.15/ R.E. Henry et al.

Experiments on Pressure-Driven Fuel Compaction with Reactor Materials
Int. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago
1976, CONF-761001

/4.16/ B.W. Spencer et al.

Results of Recent Upper Plenum Injection Tests
Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle 1979

/4.17/ H. Buchner et al.

Scoping Analysis of Boiling Pool Pressurization and Discharge in the
Transition Phase of Hypothetical Loss of Flow Accidents in the
SNR-300

Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, 1979

/4.18/ M.E. Battat

Quarterly Report
Physics for Safety Analysis Program
LA-5514-PR (1974)

/4.19/ J.E. Boudreau et al.

Recriticality Considerations in LMFBF Accident
Fast Reactor Safety Meeting, Beverly Hills, 1974, CONF-740401, p. 1265

/4.20/ W.R. Bohl

A Practical Prescription for Solving the Multiphase Fluid Dynamics
Equations
Trans.Am.Nucl.Soc. 39, 502 (1981)

/4.21/ W.H. Harless et al.

Secondary Criticality Calculations of Postulated Core Meltdown
Accidents in Early-sized LMFBF's
GEFR-SP-037 (1977)

- /4.22/ J. Pena
Einfluß von Neutronentransporteffekten auf die Energiefreisetzung
von hypothetischen Exkursionen im Core Catcher des SNR-300
KfK-1276/1 (1976)
- /4.23/ W.R. Bohl
Some Recriticality Studies with SIMMER-II
Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, 1979
- /4.24/ C. Essig et al.
Einfluß des Brennstoff/Stahl Wärmeübergangs auf den Umsetzungsprozeß
thermischer in mechanische Energie
Reaktortagung Berlin 1980
- /4.25/ M.G. Stevenson et al.
An Overview Assessment of Energetic Core Disruptive Accidents
Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, 1979
- /4.26/ W. Maschek
Einfluß der Ausdampfprozesse von Emittlern verzögerter Neutronen und
deren Vorläufer aus siedenden Brennstoff/Stahlpools auf die
Energetik von Sekundärexcursionen
Reaktortagung Berlin 1980
- /4.27/ J.F. Meyer et al.
An Analysis and Evaluation of the CRBR Core Disruptive Accident
Energetics
NUREG-0122 (1977)
- /4.28/ P. Menzenhauer et al.
Out-of-Pile Simulation of Mild TOP; Development of Pin-Failure, Mate-
rial Movement and Relocation in Bundle Geometry
Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle 1979

/4.29/ B.W. Spencer et al.

Summary and Evaluation of Reactor Material Fuel Freezing Tests
Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle, 1979

/4.30/ P. Roysl et al.

Untersuchungen zu Kühlmitteldurchsatzstörfällen im Mark 1A Kern
des Kernkraftwerkes Kalkar
KfK-2845 (1978)

/4.31/ Arbeitsgruppe Schneller Brüter an der Universität Bremen

Nukleare Exkursionsunfälle im SNR-300

Materialband 3 zum Bericht der Enquete-Kommission

"Zukünftige Kernenergiepolitik", Vorlage IV/K/10, Drucksache 8/4341
Deutscher Bundestag (1980), S. 905 ff

/4.32/ H.K. Fauske

The Importance of Dispersal and Fluidization in Assessing
Recriticality in LMFBR Core Disruptive Accidents
Trans. Am. Nucl. Soc. 21, 283 (1975)

5. Hohe Energiekonversion durch Brennstoff-Natrium-Reaktion

5.1 Einleitung

Als Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR) oder allgemeine thermische Reaktion wird ein physikalischer Prozeß bezeichnet, bei dem die in einem heißen Stoff (dem Brennstoff) gespeicherte Wärme so schnell an eine Flüssigkeit (das Natrium) abgegeben wird, daß diese plötzlich verdampft. Dabei können beträchtliche Drücke entstehen und dadurch ist der Prozeß in der Lage, thermische Energie (Wärme) in mechanische Energie (Arbeit) umzuwandeln. (Besonders heftige thermische Reaktionen werden auch Dampfexplosionen genannt). Die erforderliche hohe Wärmeübertragungsrate hat zwei Voraussetzungen:

- Direktkontakt von Brennstoff mit flüssigem Natrium
- eine große Kontaktfläche.

Die zweite Bedingung setzt voraus, daß der Brennstoff (schnell) in sehr kleine Tröpfchen (Partikel) zerfällt. Man nennt diesen Vorgang Fragmentation. Er ist praktisch nur möglich, wenn der Brennstoff geschmolzen ist. Weil also eine BNR nur auftreten kann, wenn geschmolzener Brennstoff mit flüssigem Natrium zusammentrifft, kann bei der Analyse hypothetischer Störfälle in jeder Situation eindeutig entschieden werden, ob in ihr die BNR eine Rolle spielen kann.

Die Auswirkungen einer BNR können in zwei Klassen eingeteilt werden:

- a) Die BNR kann den Störfallverlauf beeinflussen, ohne daß ihre mechanische Energiefreisetzung schon zu nennenswerten Zerstörungen führt,
- b) die Freisetzung mechanischer Energie durch die BNR ist so groß, daß die mechanische Integrität der Kernstrukturen und des Primärsystems bedroht sind und andere Auswirkungen daneben vernachlässigt werden können.

Alle für die Energetik relevanten und unter a) einzuordnenden Phänomene werden an anderen Stellen in diesem Bericht behandelt. In diesem Kapitel wird nur der Gesichtspunkt b) behandelt. Ein zentrale Rolle spielt dabei der Begriff des Energiekonversionsfaktors. Er entspricht dem, was man bei Kreisprozessen den Wirkungsgrad nennt. Er gibt an, wieviel Prozent der verfügbaren Wärme in Arbeit umgewandelt werden. Natürlich hängt der Grad der Energieumwandlung von zahlreichen Faktoren ab, so daß an sich jede Situation gesondert zu untersuchen ist. Insbesondere für grobe Abschätzungen nach oben und als Maß für die Heftigkeit von BNRen kann jedoch der Energiekonversionsfaktor herangezogen werden,

wenn man nur darauf achtet, daß konsistente Definitionen für Zähler (freigesetzte mechanische Energie) und Nenner (verfügbare Wärme) verwendet werden. Beispielsweise darf die untere Grenztemperatur für die Berechnung der verfügbaren Wärme nicht über der tatsächlich erreichten Endtemperatur liegen. Deshalb und weil der Druck spätestens beim Erreichen der Siedetemperatur des Natriums auf Umgebungsdruck abgesunken ist, wird im folgenden (falls nicht anders angegeben) immer die in dem tatsächlich (dies kann auch "laut Annahme" bedeuten), an der Reaktion beteiligten Brennstoff oberhalb von 1150 K gespeicherte Wärme als verfügbar angesehen. Für die Bestimmung der freigesetzten mechanischen Energie wird der Expansionsprozeß nur so weit berücksichtigt, wie er innerhalb des noch intakten Reaktortanks erfolgen kann, da der Reaktortank, falls er standhält, die weitere Umwandlung von Wärme in Arbeit im wesentlichen verhindert.

Zur Veranschaulichung der in diesem Kapitel zu betrachtenden Größenordnungen ein Beispiel: Der Kern des SNR 300 enthält in den beiden Spaltzonen etwa 6 t Brennstoff. Bei einer Anfangstemperatur von z.B. 3500 K beträgt die in ihm gespeicherte Wärmemenge 1.4 kJ/g. Um in die Nähe der Auslegungsgrenze des SNR 300 hinsichtlich der mechanischen Belastbarkeit des Primärsystems (370 MJ) zu gelangen, muß man z.B. annehmen, daß 5 t Brennstoff an einer BNR beteiligt sind, die 5% der verfügbaren thermischen Energie in mechanische Energie umwandelt. So erhält man 350 MJ. Um also überhaupt in einen - an dieser Stelle - diskussionswürdigen Bereich zu gelangen, müssen in jeder Hinsicht (Masse, Anfangstemperatur, Konversionsfaktor) hochpessimistische Annahmen miteinander kombiniert werden.

Als die Frage der maximalen Freisetzung mechanischer Energie im Rahmen der 1. Teilerrichtungsgenehmigung diskutiert wurde, ging man so vor, als würde die thermische Energie durch eine Leistungsexkursion mit steiler Reaktivitätsrampe bei noch mit Natrium gefülltem Reaktorkern erzeugt. In dieser Situation war damals ein Energiekonversionsfaktor in der Größenordnung von einigen Prozenten (konservative Abschätzung, bezogen auf die Brennstoffmasse, die die Brennstäbe tatsächlich verläßt und mit Natrium in Kontakt kommt), nicht auszuschließen. Inzwischen konnte jedoch gezeigt werden (s. z.B. Kapitel 3), daß diese Störfallsituation im SNR 300 nicht eintreten kann. Allenfalls ein geringer Teil der Brennelemente kann einem vergleichbaren Ereignisablauf unterworfen werden. Die dabei maximal freigesetzte mechanische Energie ist hier nicht von Belang, aber auch sie kann mit Hilfe der im Abschnitt 5.2 dargestellten Methoden konservativ abgeschätzt werden.

Im Jahr 1972 hat Fauske ein Temperaturkriterium vorgeschlagen, das erlauben soll, aufgrund der Anfangstemperaturen und der thermophysikalischen Eigenschaften der Reaktionspartner zu entscheiden, ob eine "Dampfexplosion" stattfindet oder nicht. Für Uranoxid und Natrium wäre dies meistens nicht der Fall. Hier sei jedoch ausdrücklich darauf hingewiesen, daß dieses Kriterium bei Störfallanalysen für den SNR 300 nicht direkt angewendet wird. Allenfalls die experimentellen Befunde, die Fauske zur Formulierung seines Kriteriums geführt haben, werden mit aller gebotenen Vorsicht bei der Modellierung von BNREN berücksichtigt. Umgekehrt wird auch ein Reaktionsmechanismus, den Fauske postuliert hat, nicht berücksichtigt: In Experimenten im Labormaßstab (z.B. mit organischen Flüssigkeiten) können einzelne "Kühlmitteltröpfchen" im "Brennstoff" auf Temperaturen weit über ihrem Siedepunkt aufgeheizt werden, bevor sie plötzlich explosionsartig verdampfen. Dieser Vorgang wird Siedeverzug genannt. Es kann aber praktisch ausgeschlossen werden, daß er in dem realen Reaktorsystem eine nennenswerte Rolle spielt.

Es gibt in der (äußerst umfangreichen) Fachliteratur keine konkreten Angaben über Energiefreisetzung durch BNR, die der Auslegungsgrenze des SNR 300 vergleichbar und mehr wären als grobe und unrealistische Abschätzungen nach oben (Beispiele folgen in Abschnitt 5.2). Daher verzichtet selbst die Arbeitsgruppe Schneller Brüter an der Universität Bremen in ihrer Kommissionsvorlage /5.1/ (im folgenden kurz Bremer Vorlage genannt), darauf, solche Angaben aufzulisten. Die Autoren versuchen vielmehr argumentativ das zweifellos vorhandene große Potential thermischer Wechselwirkungen für die Energiekonversion nicht nur als hypothetische Möglichkeit, die es tatsächlich darstellt, sondern als reale Bedrohung für den SNR 300 erscheinen zu lassen. Die dabei nur ansatzweise versuchte sachliche Diskussion enthält mehrere grobe Fehler. Im übrigen wird in der Bremer Vorlage versucht, durch zahlreiche Zitate zu belegen, daß

- a) die sogenannten Parametermodelle nicht dazu geeignet sind, obere Grenzen für die Energiekonversion zu bestimmen und
- b) das Fauske-Kriterium keine notwendige Bedingung für eine Dampfexplosion ist und daß die Anwendung des Kriteriums durch Unsicherheiten, z.B. bei thermophysikalischen Stoffdaten erschwert wird.

Daß die Aussage a) einer sachlichen Argumentation nicht standhält, zeigt die Darstellung und Bewertung der verwendeten Methoden in Abschnitt 5.2. Im Abschnitt 5.3 werden die Fehler in der Argumentation der Bremer Vorlage behandelt und es wird gezeigt, daß die Zitate entweder die in dieser Vorlage vertretene Meinung überhaupt nicht stützen, oder lediglich aus dem Zusammenhang herausge-

rissen und falsch interpretiert sind. Eine Kritik an der Aussage b) der Bremer Vorlage erübrigt sich, da, wie oben dargelegt, das Fauske-Kriterium nicht herangezogen wird. Die entsprechende Diskussion wird in der Fachliteratur geführt. Abschließend wird kurz auf die vorliegenden experimentellen Ergebnisse eingegangen.

Nur beiläufig geht die Bremer Vorlage auf die von Board und Hall in Analogie zu chemischen Detonationen postulierten thermischen Detonationen ein. Dabei sind diese thermischen Detonationen neben den im SNR 300 nicht möglichen extremen Leistungsexkursionen mit Natrium im Kern der einzige denkbare Mechanismus für BNREN, die große Brennstoffmengen betreffen und einen hohen Konversionsfaktor aufweisen. In Abschnitt 5.4 wird gezeigt, daß die Argumentation dafür, daß das Auftreten thermischer Explosionen durch sie sehr wahrscheinlich wird, falsch ist und daß vielmehr das Auftreten thermischer Detonationen, die beide oben aufgeführten Eigenschaften haben, für den SNR 300 ausgeschlossen werden kann.

5.2 Obergrenzen für die Freisetzung mechanischer Energie

Als erste haben Hicks und Menzies 1965 in ihrer mittlerweile klassischen Arbeit /5.2/ auf das hohe Potential der BNR für die Umwandlung von thermischer in mechanische Energie hingewiesen. Nach ihren auf Methoden der Gleichgewichtsthermodynamik beruhenden Berechnungen sind Energiekonversionsfaktoren bis etwa 45% möglich. Man beachte aber, daß dabei Expansion auf 1 bar Enddruck vorausgesetzt wird. Wenn jedoch, wie im Beispiel des letzten Abschnittes, für die BNR von 5 t Brennstoff innerhalb des Reaktortanks nur 70 m^3 Expansionsvolumen zur Verfügung stehen, beträgt auch der nach Hicks und Menzies maximal mögliche Energiekonversionsfaktor nur etwa 20%.

Die einfachen Formeln, die Hicks und Menzies für ihre Berechnungen verwendeten, wurden bald nach ihrer Veröffentlichung von vielen Seiten kritisiert. Hauptansatzpunkte der Kritik waren die unrealistischen Zustandsgleichung des Natriums und daß die Schmelzwärme des Brennstoffs unberücksichtigt blieb. In der Folge wurden zahlreiche sogenannte "thermodynamische" Modelle vorgeschlagen, in denen einzelne Punkte verbessert behandelt wurden. Eine Veröffentlichung von Padilla /5.3/ aus dem Jahre 1971 gibt einen Überblick über einige von ihnen. Praktische Bedeutung hat keines davon erlangt, weil sie allesamt so unrealistisch sind,

daß eine in der technischen Diskussion brauchbare Abschätzung der Freisetzung mechanischer Energie von ihnen nicht zu erwarten ist. Für eine grobe Festlegung einer theoretischen oberen Grenze, die nur solche globalen Faktoren wie Massen und Anfangstemperaturen sowie Enddruck oder -volumen berücksichtigt, sind die einfachen Formeln von Hicks und Menzies (gegebenenfalls mit einfachen Modifikationen) vollkommen ausreichend. (Beispielsweise steigt die freigesetzte mechanische Energie bei Berücksichtigung der Schmelzwärme um bis zu 50%. Fast dasselbe gilt aber für die verfügbare Wärme. Daher steigt der maximal mögliche Energiekonversionsfaktor nur von 45% auf 50% - gleichzeitig ein Beispiel dafür, warum dieser Begriff so nützlich ist).

Dafür, daß die Theorie von Hicks und Menzies als übermäßig pessimistisch angesehen werden muß, sind vor allem drei Annahmen verantwortlich:

- a) vor Beginn der Expansion erreichen Brennstoff und Natrium thermisches Gleichgewicht,
- b) Brennstoff und Natrium bleiben während des gesamten Expansionsvorganges im thermischen Gleichgewicht,
- c) es tritt keinerlei Wärmeverlust an die Umgebung auf (adiabatische Expansion).

Die Annahme a) setzt voraus, daß der Brennstoff in Form von Partikeln mit einem Durchmesser in der Größenordnung von wenigen Mikrometern vorliegt. Eine solch feine Fragmentation des gesamten, an einer BNR beteiligten Brennstoffes ist nach den heute vorliegenden experimentellen Ergebnissen auszuschließen (hierzu siehe auch Abschnitt 5.4). Die Annahme b) ist selbst bei hinreichend feiner Fragmentation unrealistisch, denn sobald das Natrium anfängt zu verdampfen, behindert der Dampf den Wärmeübergang und das Volumen des Natriums wird schließlich um ein Vielfaches größer als das Volumen der ursprünglichen Mischzone (z.B. mehrere 10 m^3 im Vergleich zu etwa 1 m^3). Daher stehen dann große Teile des flüssigen Natriums nicht mehr im thermischen Kontakt mit dem Brennstoff, selbst wenn die Brennstoffpartikel teilweise mitgerissen werden. Für die Annahme c) spielt die Zeit eine große Rolle. Praktisch adiabatisches Verhalten ist denkbar für einige tausendstel Sekunden. Die hier zu betrachtenden Expansionsvorgänge dauern in der Regel einige zehntel Sekunden. In dieser Zeit geht mit Sicherheit der größte Teil der Wärme an die Umgebung verloren.

Die einzige Möglichkeit, die Freisetzung mechanischer Energie während einer BNR einigermaßen realistisch nach oben abzuschätzen, bieten die sogenannten Parametermodelle. Tatsächlich ist auch jedes vernünftige Parametermodell ein thermodynamisches Modell, weist jedoch zusätzlich folgende Eigenschaften auf:

- a) es verwendet realistische Zustandsdaten für das Natrium,
- b) die Schmelzwärme des Brennstoffes wird am Schmelzpunkt freigesetzt,
- c) an die Stelle des angenommenen thermischen Gleichgewichts zwischen Brennstoff und Natrium tritt eine immer noch konservative Berechnung der Temperatur beider, die wesentlich von der Wärmeübetragungsrage abhängt. Die wichtigsten Ansatzpunkte hierfür sind die endliche Partikelgröße des Brennstoffes und seine endliche Wärmeleitfähigkeit. Aber auch der isolierende Einfluß von Dampf- oder Gasfilmen kann berücksichtigt werden.
- d) die Berechnung der Auswirkungen des Druckes auf die Umgebung liefert das Systemvolumen als Funktion der Zeit und legt damit die Zeitskala sowie einige Randbedingungen fest.
- e) gegebenenfalls können die Auswirkungen weiterer realistischer Randbedingungen modelliert werden wie:
 - Erreichen des endgültigen Fragmentationsgrades erst während der BNR,
 - zeitlich gestreckte Vermischung von Brennstoff und Natrium,
 - Wärmeverluste an die Umgebung.

Als Beispiel möge eine der frühen Parameterstudien mit dem Parametermodell des Argonne National Laboratory (USA) /5.4/ dienen. Die Grundannahme bei diesen Rechnungen war, daß 1250 kg geschmolzenen Brennstoffes mit einer Temperatur von 3400 K vermischt werden mit 196 kg Natrium mit einer Temperatur von 922 K. Bei den von Cho et al. üblicherweise verwendeten thermophysikalischen Stoffdaten beträgt die dabei im Brennstoff gespeicherte Wärmemenge 1.4 kJ/g. Bezogen auf diesen Wert beträgt der Energiekonversionsfaktor 8%, wenn das Parametermodell mit einem Partikelradius von 0.117 mm und einer zehntel Millisekunde ($0.1 \text{ ms} = 10^{-4} \text{ s}$) als Fragmentations- und Mischungszeitkonstanten benutzt wird (Case 2).

Beschränkt man sich auf Fälle ohne unrealistisch pessimistische Parameter, ist dies der höchste Energiekonversionsfaktor, der sich aus publizierten Parameter-

modellrechnungen ableiten läßt. Einen Konversionsfaktor von 20% und damit eine mechanische Energie im Bereich von 300 MJ erhält man nach diesen Rechnungen erst bei einem unrealistisch kleinen Partikelradius von 0.023 mm.

Die 8% sind jedoch eine eindeutig konservative Abschätzung des Energiekonversionsfaktors nach oben, da als einziger reduzierender Effekt berücksichtigt wird, daß die Wärmeübertragungsrate durch die endliche Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffes nach oben begrenzt ist und die beiden Parameter, die dabei eine Rolle spielen, pessimistisch gewählt sind:

- die Zeitkonstante von 0.1 ms entspricht praktisch schon instantanter Vermischung, gefolgt von transientser Wärmeleitung,
- der Partikelradius 0.117 mm repräsentiert hinreichend die feinsten gemessenen Partikelgrößenverteilungen.

Durch Berücksichtigung weiterer realistischer Effekte (z.B. längere Dauer der Vermischung von Brennstoff und Natrium, Verringerung der Wärmeübertragungsrate durch Natriumdampf und Wärmeverluste an die kältere Umgebung) kann der berechnete Energiekonversionsfaktor normalerweise weiter gesenkt werden. Damit er jedoch auch dabei mit Sicherheit konservativ bleibt, erfordert dies meistens die Berücksichtigung der besonderen Anfangs- und Randbedingungen einer konkreten Unfallsituation. Eine umfassende Abstützung auf Experimente und theoretische Überlegungen zu Einzelphänomenen bilden die Grundlage für die Auswahl pessimistischer Parameter.

5.3 Widerlegung von Thesen der Bremer Vorlage

5.3.1 These: Hohe mechanische Energiefreisetzung ist nicht auszuschließen

In der Bremer Vorlage werden zunächst auf S. 911 zwei Arbeiten /5.5, 5.6/ aufgeführt, die angeblich belegen, daß effiziente BNREN nicht auszuschließen sind. Tatsächlich belegen beide nur, daß es dafür keine simplen und alle Fälle gleichermaßen abdeckenden Argumente gibt - insbesondere wird das Fauske-Kriterium in diesen Arbeiten als unzureichend dafür zurückgewiesen. Während McInnes et al. /5.5/ überhaupt nicht auf realistische Abschätzungen der Freisetzung mechanischer Energie eingehen, (die Ergebnisse ihrer Parametervariationen im Hicks-Menzies-Modell sind trivial und demonstrieren, daß der so berechnete Energiekonversionsfaktor von den Unsicherheiten der thermophysikalischen Daten unbe-

rührt bleibt), diskutieren Briggs et al. /5.6/ ausführlich, welche Möglichkeiten sich beim heutigen Kenntnisstand bieten, zu realistischen Abschätzungen der Freisetzung mechanischer Energie zu gelangen. Die vorgeschlagene Vorgehensweise entspricht weitgehend der im Genehmigungsverfahren für den SNR 300.

5.3.2 These: Es ist mit dem Auftreten von Energiekonversionsfaktoren nahe den thermodynamischen oberen Grenzwerten zu rechnen

Auf den Seiten 963/64 wird versucht, hohe Energiekonversionsfaktoren als realistisch darzustellen. Dazu werden zunächst zwei Zitate dafür aufgeführt, daß es durch Dampfexplosionen zu Unfällen gekommen ist. Dabei wird verschwiegen, was in beiden Quellen ganz klar festgestellt wird: Es handelte sich dabei um thermische Wechselwirkungen (meistens von Metallen) mit Wasser. Aber seit der Diskussion um Fauskes Kriterium ist ganz klar (z.B. /5.7/), daß es mit Wasser viel eher zu heftigen Dampfexplosionen kommt (weil es viel wahrscheinlicher ist, daß größere "Brennstoffmengen" kohärent reagieren), als mit Natrium. Dies haben die Autoren der Bremer Vorlage bei ihrem Literaturstudium übersehen oder wollten es nicht zur Kenntnis nehmen. Vielmehr versuchen sie, dem Leser zu suggerieren, das System UO_2 -Na verhalte sich ganz ähnlich wie Metall-Wasser-systeme, indem sie den Absatz beenden mit dem Satz: "Aber auch mit Uran und Natrium wurden explosive Reaktionen beobachtet". (Es müßte natürlich "Urandioxid" heißen). Es wird dabei wiederum nicht erwähnt, daß mit diesen "explosiven Reaktionen" die Explosionen winziger Natriummengen in einem Tiegel mit flüssigem UO_2 (der Mechanismus ist derselbe wie bei der Explosion eines Wassertropfens im Fett einer Bratpfanne), gemeint sind, bei denen sich die für thermische Reaktionen großer Massen so überaus wichtige Frage der Kohärenz der Wechselwirkung überhaupt nicht stellt. Daß UO_2 vorzugsweise inkohärent mit Natrium reagiert, zeigt u.a. eine ganze Reihe von (ca. 40) Versuchen im Kernforschungszentrum Karlsruhe /5.8/. Bei diesen Versuchen quoll flüssiger Brennstoff aus simulierten Brennstäben heraus und kam in Kontakt mit Natrium. Dabei traten regelmäßig ganze Serien von einzelnen kleinen Explosionen (im Abstand weniger Millisekunden) auf, ohne daß auch nur ein einziges Mal eine kohärente Reaktion daraus entstanden wäre.

Hierzu noch eine Anmerkung: Die Autoren der Bremer Vorlage haben sehr wohl in der Literatur gelesen (siehe z.B. S. 1042), daß zwischen thermischen Wechselwirkungen im kleinen und großen Maßstab wesentliche Unterschiede bestehen. Sie (ver-)mögen aber wohl nicht, diese Erkenntnis in ihre eigene Diskussion einfließen (zu)lassen. Jedenfalls setzen sie zwei Ereignisse gleich, die ganz verschiedene Größenordnungen aufweisen: bei den zitierten "explosiven Reaktionen" von UO_2 und Na verdampften typischerweise wenige zehntel Gramm Natrium und die mechanischen Energien lagen bei 40 J. An dem als Beispiel aufgeführten Gießereiuunfall waren Kilogrammengen beteiligt und die Energie der Explosion lag bei 40.000.000 J (40 MJ).

Das Gießereiuunfall ist deshalb als Beispiel angeführt worden, weil die Autoren in ihm ein Beispiel dafür gefunden zu haben glaubten, daß die tatsächliche Energiekonversion dem nach Hicks und Menzies berechneten Wert nahe kommen kann. Dies beruht allerdings nur auf einem Fehler des zitierten Autors. (Dieser Punkt wird gesondert im Anhang behandelt). Diese Tatsache ist seit 1974 aus der Literatur ersichtlich /5.9/, von der Bremer Gruppe aber offensichtlich übersehen worden. Tatsächlich erreichte die Energiefreisetzung nicht 86%, sondern nur etwa 40% der theoretisch möglichen Grenze und der Energiekonversionsfaktor lag zwischen 10 und 15% /5.9/. Einen weiteren Versuch, eine hohe Prozentzahl zu belegen (anders ist diese Rechenübung nicht zu verstehen), unternahmen die Autoren der Bremer Vorlage auf S. 1018. Diesmal berechnen sie einen Energiekonversionsfaktor von 75.5%. Daß dieser Wert ganz unmöglich ist, hätte ihnen eigentlich selber auffallen müssen, zumal er mit Hilfe des Hicks-Menzies-Modells berechnet worden war, das, wie die Autoren wissen müßten, maximale Energiekonversionsfaktoren von etwa 45% liefert. Tatsächlich wurde in dem zitierten Artikel /5.10/ für einen parametrischen Fall die Energiefreisetzung nach Hicks und Menzies bei Expansion bis auf 1 bar berechnet. Das heißt aber auch, daß in diesem Prozess der Brennstoff (wahrscheinlich der gesamte) bis nahe 1150 K abgekühlt wurde. (Bei optimalem Mischungsverhältnis liegt der Endpunkt der Expansion dicht bei der Sättigungslinie). Die freigesetzte Energie darf daher nicht mit der thermischen Energie im geschmolzenen Brennstoff oberhalb der Schmelztemperatur verglichen werden. Um die richtige Bezugsgröße zu erhalten, müßte selbst die fast doppelt so große Exkursionsenergie noch um die Energie vergrößert werden, die erforderlich ist, um die Brennstoffmasse vor der Exkursion auf 3000 K aufzuheizen. Diese Berechnung erübrigt sich aber, denn wenn die Energiefreisetzung nach Hicks und Menzies berechnet wird, kann der Konversionsfaktor nur im Rahmen der für dieses Modell typischen Werte liegen (und ist unrealistisch).

5.3.3 These: Die Parametermodelle sind nicht konservativ

In der Bremer Vorlage soll im wesentlichen mit Zitaten aus Zyszkowski /5.11/ und Jakeman /5.12/ nachgewiesen werden, daß Parametermodelle nicht konservativ sind. Die zitierten Literaturstellen sind dazu jedoch ungeeignet. Auf den Seiten 1017/18 wird Zyszkowski damit zitiert, daß einige notwendige experimentelle Informationen nicht verfügbar seien. Hier irrt Zyszkowski, denn die von ihm aufgeführten Informationen sind nicht unbedingt erforderlich. Allerdings würde ihre Verfügbarkeit dazu beitragen, unrealistische Konservativitäten abzubauen. Natürlich beschreiben Parametermodelle heute noch nicht den realen Ablauf einer thermischen Reaktion (Zitat Zyszkowski S. 1018). Sie sind aber sehr wohl dazu in der Lage, die Randbedingungen (Temperaturen, Drücke, und Volumina) abzuschätzen, unter denen diese realen Prozesse ablaufen müssen und sie liefern, wenn sie nur richtig angewendet werden, konservative Abschätzungen der Energiefreisetzung. Was wäre wohl besser dazu geeignet als "eine ausgeklügelte Abschätzung von Drücken, Austreibungsgeschwindigkeiten und Arbeitspotentialen" (Zitat Zyszkowski S. 1018)? Folgerichtig beendet Zyszkowski seine Abhandlung der Parametermodelle mit folgender Schlußfolgerung: "Somit geben die Parametermodelle eine ganze Menge Einsicht in die thermodynamischen Aspekte von thermischen Explosionen und den Einfluß verschiedener Effekte auf das rechnerische Endergebnis. Wenn mehr grundlegende Experimente zur Vermischung und Fragmentationszeit verfügbar sind, werden diese Parametermodelle wahrscheinlich der betrachteten physikalischen Situation angemessen sein".

Die Zitate aus der Arbeit von Jakeman /5.12/ müssen im Zusammenhang gesehen werden. Insbesondere ist zu berücksichtigen, daß er als "Berichterstatter" über die Arbeit einer internationalen Arbeitsgruppe zu berichten hatte. Seine kritischen Bemerkungen sind der Diskussion von über zehn verschiedenen Parametermodellen mit sehr unterschiedlichem Grad der Detaillierung vorangestellt. Während einige sogar mechanistische Teilmodelle für Einzeleffekte enthalten, (die natürlich ihre Allgemeingültigkeit einschränken), wird in anderen die wichtigste physikalische Kenngröße, die Wärmeübertragungsrates, selber als Parameter handelt. Ansatzpunkte für Kritik sind also vorhanden, aber indem Jakeman diese vorab formuliert, vermeidet er, was in einem Übersichtsartikel nur schwer möglich ist, nämlich die einzelnen Schwachpunkte ausdiskutieren zu müssen. Seine Kritik darf daher nicht so interpretiert werden, daß alle seine Einwände für alle Parametermodelle durchweg gelten.

Bei dem Zitat von Jakeman, nach dem die Anwendung von Parametermodellen nichts zur Sicherheitsfrage beiträgt, wird die im selben Satz angegebene Begründung unterschlagen: wegen des großen Spielraums der möglichen Konsequenzen. Es muß also dem Einzelfall überlassen bleiben, zu entscheiden, ob die Parametermodellrechnung weiterhilft. Jakeman befürchtet nur, daß die Ergebnisse der Parametermodellrechnungen zu pessimistisch sind.

Die zitierte Anmerkung von Jakeman zu Nachrechnungen von Experimenten mit Parametermodellen gelten ganz allgemein für die Verwendung von Modellen, in denen empirische Parameter enthalten sind: Nur bei Verwendung physikalisch sinnvoller Parameter kann das Rechenergebnis als sinnvoll angesehen werden. Die Interpretation der so bestimmten Parameter wird trotzdem oft schwierig bleiben. Daß Jakeman aber nicht ausschließt, daß diese Parameter in Unfallanalysen sinnvoll benutzt werden können, wird klar, wenn man den nur halb zitierten Satz zuende liest. Jakeman gibt dort die Bedingungen an, die erfüllt sein müssen, damit eine Übertragung erfolgen kann.

5.3.4 Ungerechtfertigte Unterbewertung der Experimente

Einen wesentlichen Hinweis darauf, daß energetische Wechselwirkungen zwischen UO_2 und Na relativ unwahrscheinlich sind, liefern die vielen Experimente, in denen bisher vergeblich versucht wurde, solche energetischen Reaktionen herbeizuführen. (Einen guten Überblick gibt der Übersichtsartikel von Board und Caldarella /5.13/, neuere Berichte sind in den Konferenzberichten /5.14, 5.15/ enthalten). In der Mehrzahl dieser Experimente entstehen Folgen von extrem kurzen Druckpulsen, deren Energieinhalt nur in Ausnahmefällen meßtechnisch erfaßbar ist. Doch selbst bei den heftigsten beobachteten BNREN und bei konservativer Abschätzung der beteiligten Brennstoffmassen erhält man maximal Energiekonversionsfaktoren im Bereich von 1%. Bei der in Abschnitt 5.3.2 bereits diskutierten und auf S. 964 der Bremer Vorlage als "explosive Reaktion" bezeichneten BNR ergeben sich 1.8%, wenn man sehr konservativ annimmt, daß Brennstoff und Natriumvolumen gleich waren, also von den vorhandenen 50 g UO_2 nur 1.5 g das Natrium geheizt haben. Es ist dabei aber zu beachten, daß diese Reaktion unter ganz untypischen Bedingungen stattgefunden hat: Im Gegensatz zu Störfallsituationen war in diesem Fall das Volumen des Brennstoffs größer als das des Natriums und

daher vermutlich der Brennstoff die kontinuierliche Phase. Eine Folge dieser umgekehrten Verhältnisse war, daß die Reaktion in einer Umgebung ablief, die auf 3450 K aufgeheizt war. In Störfallsituationen liegt dagegen die Umgebungstemperatur unter dem Siedepunkt des Natriums. Auch von daher ist der noch als tolerabel anzusehende Konversionsfaktor von 1.8% eindeutig äußerst pessimistisch. Übrigens demonstrieren auch die Versuche dieser Serie, daß thermische Reaktionen im System Uranoxid-Natrium vorzugsweise inkohärent als eine Reihe von Einzelreaktionen ablaufen, deren mechanische Energie sich nicht addiert.

Natürlich lassen sich bei vielen der übrigen Experimente Gründe dafür angeben, daß sie bestimmte Störfallsituationen nicht pessimistisch abdecken. Die Bremer Gruppe weist diesbezüglich in ihrer Kommissionsvorlage nur auf die viel diskutierte eingeschränkte Übertragbarkeit der frühen TREAT-Experimente hin. In diesem Fall beziehen sich die Einschränkungen ganz eindeutig auf die Simulation steiler Leistungsexkursionen mit Natrium im Kern. Eine solche Simulation erscheint heute - zumindest soweit es den SNR 300 betrifft - von untergeordneter Bedeutung. Bedeutsamer ist, daß in diesen Experimenten Brennstoff in einer natriumgefüllten Umgebung geschmolzen wurde und es nicht zu heftigen Reaktionen kam. In diesen wie in allen anderen inzwischen durchgeführten Experimenten haben weder die erwarteten noch unerwartete Mechanismen zu energetischen Wechselwirkungen (5% Konversionsfaktor und darüber) geführt.

5.4 Thermische Detonationen

5.4.1 Definition

Dieser Abschnitt behandelt eine besondere Form der BNR, die thermische Detonation. Es handelt sich dabei um einen rein hypothetischen Reaktionsmechanismus, den Board und Hall 1974 in Analogie zu chemischen Detonationen postuliert haben /5.16/. (Die Analogie besteht insbesondere zu Zweiphasen-Detonationen, also z.B. der Detonation eines Gemisches aus Treibstofftröpfchen und einem sauerstoffhaltigen Gas). Die Grundidee ist, daß in eine Mischung aus Brennstofftröpfchen und Kühlmittel eine Schockwelle eindringt. Wegen des großen Dichteunterschiedes wird in der Schockfront selber im wesentlichen das Kühlmittel beschleunigt. So erhält man große Relativgeschwindigkeiten, so daß hydrodynamische Fragmentationsmechanismen die Brennstofftröpfchen zerlegen. Die Wärmeübertragung

von den Fragmenten an das Kühlmittel führt zu einem Druckanstieg (wie die Verbrennung des Treibstoffdampfes, der auch hauptsächlich von den vielen kleinen Fragmenten herrührt, in der chemischen Zweiphasen-Detonation). Nun dehnt sich das Kühlmittel aus, seine Geschwindigkeit nimmt zu, der Druck nimmt ab. Schließlich erreicht die Kühlmittelgeschwindigkeit relativ zur Schockfront in der sogenannten Chapman-Jouguet-Ebene (C-J-Ebene) Schallgeschwindigkeit, so daß Störungen (insbesondere Verdünnungswellen) von weiter hinten die Reaktionszone zwischen der Schockfront und der C-J-Ebene nicht mehr erreichen können. Dies ermöglicht der Detonation, sich gleichbleibend und sich selbst erhaltend fortzupflanzen. (Die Existenz einer C-J-Ebene wird daher als Stabilitätskriterium bezeichnet.)

Das Besondere an diesen thermischen Detonation ist nun, daß man aus Untersuchungen der Schockfragmentation im System Flüssigkeitstropfen-Gas (diese sind von Bedeutung für Überschallflug durch Regen und für die Verbrennung in Düsentriebwerken und Raketen) weiß, daß dabei Fragmente mit Durchmessern von wenigen Mikrometern entstehen. Wenn dies auch bei einer thermischen Detonation auftreten sollte, ergäbe sich damit die Möglichkeit, einen Hicks-Menzies-Prozeß (s. Einleitung 5.1) zu verwirklichen. (Gewissermaßen als Kuriosität wird in diesem Zusammenhang manchmal darauf hingewiesen, daß die Energiefreisetzung der thermischen Detonation sogar noch etwas größer sei als die nach Hicks und Menzies. Dies ist jedoch nur darauf zurückzuführen, daß in dem Modell von Hicks und Menzies wegen seiner primitiven Zustandsgleichung diejenige Arbeit unberücksichtigt bleibt, die das Kühlmittel während der Expansion von seinem Anfangsvolumen auf das Sättigungsvolumen bei der Mischungstemperatur verrichtet.) Wenn jedoch die in einer thermischen Detonation auftretende Fragmentation nicht zu kleineren Tröpfchen als bisher in Parametermodellrechnungen berücksichtigt (z.B. 0.117 mm Radius) führt, ist der spezielle Reaktionsmechanismus für die Energiefrage unerheblich - unabhängig von der viel diskutierten Frage, ob stabile, selbsterhaltende Detonationswellen überhaupt möglich sind.

5.4.2 Richtigstellung einer falschen Argumentation in der Bremer Vorlage

In diesem Zusammenhang wird in der Bremer Vorlage (S. 1052/53) wiederum ein vollkommen falsches Argument verwendet. Fauske /5.17/ hatte nämlich darauf hingewiesen, daß die Widerstandszahl, die die Stärke der Reibungskraft auf einen umströmten Brennstofftropfen kennzeichnet, in einem Schwarm von Tropfen größer ist als die von Board und Hall benutzte Widerstandszahl für einzelne Tropfen. Er folgerte daraus, daß hinter einer Schockwelle die Relativgeschwindigkeit ver-

schwindet, lange bevor die Brennstofftropfen fragmentiert sind, falls nicht die anfängliche Relativgeschwindigkeit extrem hoch ist. Da solche extrem hohen Relativgeschwindigkeiten ausgeschlossen werden können, würden damit stabile thermische Detonationen unmöglich gemacht. (In der diesbezüglichen Fachliteratur wird die Relativgeschwindigkeit gekennzeichnet durch eine dimensionslose Kennzahl, die sogenannte Bondzahl). In der Bremer Vorlage wird dieser Schlußfolgerung widersprochen mit der Behauptung, Patel und Theofanous /5.18/ hätten bei ihren Experimenten schon bei vergleichsweise niedriger Relativgeschwindigkeit (Bondzahl 67) eine stabile Detonation erhalten. Dies kann jedoch nicht richtig sein, weil bei den Experimenten nur der Fragmentationsmechanismus untersucht wurde und deshalb der Brennstoff (z.B. Quecksilber) genauso kalt war wie das Kühlmittel (Wasser). Das richtige Argument gegen Fauskes bestechend einfachen Einwand haben Baines et al. /5.19/ schon 1978 veröffentlicht: Die von Fauske benutzte starke Erhöhung der Widerstandszahl durch die Anwesenheit von Nachbartropfen gilt nur bei sehr geringen Relativgeschwindigkeiten, nicht aber für Relativgeschwindigkeiten, die hinter Schockwellen erreicht werden.

5.4.3 Ausschluß hocheffizienter thermischer Detonationen im SNR 300

5.4.3.1 Grundlagen

Einen wesentlichen Einfluß auf die Dynamik der thermischen Detonationen hat die Abhängigkeit der Fragmentationszeit von der Relativgeschwindigkeit. Eine Annahme, nach der die Zeit bis zur vollständigen Zerlegung eines Tropfens in Mikropartikel auch bei mäßigen Relativgeschwindigkeiten kurz ist, hätte weitreichende Bedeutung für die Theorie der thermischen Detonationen:

1. Die Bedingung "Fragmentation vor Geschwindigkeitsausgleich" wäre schon bei kleinen Relativgeschwindigkeiten erfüllt, die nur vergleichsweise schwache Druckpulse (bzw. Schockwellen) erfordern. Folglich wären thermische Detonationen auch leicht zu zünden. (Später wird gezeigt werden, daß die Zündung unter realistischen Bedingungen einen so hohen Druck und so viel Energie erfordert, daß die direkte Zündung durch ein externes Ereignis, z.B. eine lokale BNR, ausgeschlossen werden kann).
2. Sie ermöglicht kurze Längen der Reaktionszone (Abstand der C-J-Ebene von der Schockfront). Diese Länge, sie beträgt typischerweise mehrere zehn Zentimeter, ist in mehrfacher Hinsicht von großer Bedeutung:

- a) Die Modellvorstellung einer sich stationär fortpflanzenden Detonationswelle erscheint nur gerechtfertigt, wenn diese Welle über eine Strecke, die ein Mehrfaches der Reaktionszonenlänge beträgt, ungestört laufen kann. Hieraus folgt eine Plausibilitätsbedingung für die Länge (Ausdehnung in Laufrichtung der Detonationswelle) der Zone, in der Brennstoff und Kühlmittel miteinander vorvermischt sind.
- b) Da die direkte Erzeugung einer stabilen und selbsterhaltenden thermischen Detonation durch ein externes Ereignis auszuschließen ist, könnte sich eine solche Detonation nur durch Selbstverstärkung (Eskalation) aus einer wesentlich schwächeren Zünd-BNR entwickeln. Auch dafür sind mehrere Reaktionszonenlängen erforderlich. Dies bedeutet, wie die Diskussion in diesem Abschnitt zeigen wird, daß innerhalb der Mischzonen, die in hypothetischen Störfallsituationen im SNR 300 allenfalls denkbar sind, zwar ein Prozeß beginnen könnte, der qualitativ Ähnlichkeiten mit einer thermischen Detonation aufweist, aber in Bezug auf Fragmentationsgrad, Druck und Energiekonversion weit unter den für stabile selbsterhaltende thermische Detonationen vorhergesagten Werten bliebe.
- c) Bei den Überlegungen zu thermischen Detonationen wird fast durchweg davon ausgegangen, daß sich die Detonationswelle eben in einer Richtung (eindimensional) ausbreitet. Dies ist die Konfiguration, in der Stabilität am leichtesten zu erreichen ist. Wenn die Länge der Reaktionszone klein ist im Vergleich zum Krümmungsradius der Schockfront, kann man normalerweise von ebener Ausbreitung der Detonationswelle ausgehen. Wenn jedoch die Länge der Reaktionszone größer ist, werden Druckverluste durch seitlich gerichtete Strömungen bedeutsam, falls letztere nicht durch feste Berandungen verhindert werden oder die Ausdehnung des detonationsfähigen Gemisches quer zur Laufrichtung der Detonationswelle ein Mehrfaches der Länge der Reaktionszone beträgt. Auch hieraus ergeben sich praktisch unerfüllbare Anforderungen an die Ausdehnung und Gestalt der Zone, in der Brennstoff und Natrium grob vorvermischt vorliegen müßten, sowie an die Zündenergie.

Tatsächlich vermittelt ein erster Bericht /5.18/ über Experimente, in denen erstmals die Schockfragmentation einer Flüssigkeit in einer anderen Flüssigkeit untersucht wurde, den Eindruck, daß die Fragmentation in diesem System gerade bei kleineren Relativgeschwindigkeiten wesentlich schneller abläuft, als auf Grund von Beobachtungen an Flüssigkeitstropfen in Gas vermutet (z.B. /5.16/) worden war. Jedoch ist die in /5.18/ angegebene Beziehung zur Berechnung der Fragmentationszeit nicht dazu geeignet, in den Modellrechnungen zu bestimmen,

wie schnell der gesamte Tropfen in Mikropartikel zerlegt wird. (Dies wird im Anhang im einzelnen dargelegt). Deshalb werden im folgenden nur solche Ergebnisse von Modellrechnungen berücksichtigt, für die die Beziehung aus /5.18/ nicht verwendet wurde:

5.4.3.2 Eigenschaften selbsterhaltender thermischer Detonationen

Hier soll gezeigt werden, welche Eigenschaften stabile selbsterhaltende thermische Detonationen haben, wenn man diese nach den gegenwärtigen Modellvorstellungen berechnet, ohne sich viel darum zu kümmern, ob die erforderlichen Voraussetzungen (z.B. bezüglich der Existenz der vorvermischten Zone, der ebenen eindimensionalen Ausbreitung und zahlreicher Annahmen im Modell selber) unter realistischen Störfallbedingungen erfüllt werden können. Numerische Untersuchungen der Frage, ob und unter welchen Bedingungen thermische Detonationen stabil sind, wurden von Scott und Berthoud /5.20, 5.21/ sowie von Sharon und Bankoff /5.22, 5.23/ veröffentlicht. Die Ergebnisse sind weitgehend dieselben. Sie können folgendermaßen zusammengefaßt werden:

- a) Es gibt Fälle, in denen in der gesamten Reaktionszone Dampf vorhanden ist, also Drücke unter 250 bar herrschen. In diesen Fällen ist jedoch die Fragmentationsrate klein und die Länge der Reaktionszone übersteigt 1 m. Der Energiekonversionsfaktor ist klein. In neueren Arbeiten (z.B. /5.24/) betonen Board et al., daß in solchen Situationen die bei BNR häufig beobachtete Fragmentation durch Siedeprozesse wirksam werden könnte. Damit könnte das Auftreten zumindest detonationsähnlicher thermischer Wechselwirkungen in einigen Experimenten erklärt werden. (Nachgewiesen ist die Existenz einer stabilen Detonationswelle noch für kein Experiment). Siedefragmentation erzeugt aber keine extrem kleinen Fragmente und die Kohärenz einer solchen BNR wird durch die geringe Propagationsgeschwindigkeit der Druckwelle in dem Mehrphasengemisch (beobachtet wurden um 100 m/s) begrenzt. Die Energiekonversion wird also im Bereich der üblichen Parameterrechnungen liegen. Thermische Detonationen, in deren Reaktionszone das Kühlmittel zweiphasig ist, brauchen daher nicht weiter betrachtet zu werden.
- b) Mit Drücken, die über dem kritischen Druck (250 bar), aber unter 1000 bar liegen, sind keine thermischen Detonationen möglich. Erst bei etwa 1000 bar beginnt der Bereich möglicher stabiler Detonationen ohne Dampf in der Reaktionszone. In zwei Beispielen aus /5.22/ sind dabei die Reaktionszonen etwa 40 cm lang.

- c) Durch die Reibungskräfte fällt die Relativgeschwindigkeit zwischen Kühlmittel und Brennstofftropfen in der Reaktionszone sehr schnell ab. Setzt man plausiblerweise diese lokale Relativgeschwindigkeit in das Kriterium für Fragmentation durch Taylor-Instabilität ein, wird dieses nie erfüllt, d.h. dieser Fragmentationsmechanismus spielt aller Voraussicht nach keine Rolle. Damit verbleibt als wesentlicher Fragmentationsmechanismus nur die Grenzschichtabstreifung. Sie scheint auch der einzige Mechanismus zu sein, der die für hoch effiziente thermische Wechselwirkungen erforderlichen Mikropartikel produzieren kann. (Über das Weberzahlkriterium hinaus definiert die Dicke der abgestreiften Grenzschicht in vielen Fällen eine sehr kleine Länge, die als Maß für den Partikeldurchmesser angesehen werden kann).
- d) Schon geringe Mengen von nichtkondensierbarem Gas (z.B. 5% des Volumens) in der Mischzone reduzieren den Reaktionsdruck und verlängern die Reaktionszone drastisch.

5.4.3.3 Nichterfüllbarkeit der Voraussetzungen für hoch effiziente thermische Detonationen

Vorvermischte Zone

Nach dem in 5.4.3.1 gesagten und bei 40 cm Reaktionszonenlänge muß die Zone, in der Brennstoff und Natrium grob vorvermischt sind, mindestens 1 m lang und ebenso breit sein. In dieser Zone darf vor dem Durchgang der Schockwelle keine wesentliche Wärmeübertragung vom Brennstoff auf das Kühlmittel erfolgen. Nach allgemeinem Verständnis ist dies nur möglich, wenn die Brennstofftropfen nicht zu klein (deutlich größer als 1 mm Durchmesser) und von einem stabilen Dampffilm umgeben sind. Ob stabiles Filmsieden im System Brennstoff-Natrium bei Brennstofftemperaturen unterhalb des Siedepunktes überhaupt möglich ist, erscheint fraglich. Ganz ausgeschlossen ist es, daß die isolierenden Dampffilme lange genug stabil bleiben. Sollen z.B. die Brennstofftröpfchen 5 mm Durchmesser haben, dürfen sie mit maximal 50 cm/s durch das Natrium bewegt werden, sonst zerbrechen sie aufgrund hydrodynamischer Kräfte in kleinere Tropfen (Weberzahleffekt). Die Erzeugung einer Mischzone von Mindestgröße (1 m) dauert also mindestens 2 s.

Übrigens sind an die Mischzone auch hohe Anforderungen bezüglich ihrer Homogenität zu stellen, da andernfalls die Detonation nicht stationär ablaufen kann bzw. die Eindimensionalität der Ausbreitung nicht gewährleistet ist, weil in einem Zweiphasensystem die Schallgeschwindigkeit sehr stark vom lokalen Dampfgehalt abhängt. Man muß auch bedenken, daß ein hoher Energiekonversionsfaktor ein hohes Verhältnis der Brennstoff- zur Natriummasse voraussetzt. Der Brennstoff muß also einen wesentlichen Teil des Mischzonenvolumens (25...50%) einnehmen. Die Mischung ähnelt also schon stark einer dichten Kugelpackung. Daher sind Zusammenstöße mehrerer Brennstofftropfen, bei denen Natrium zwischen ihnen eingeschlossen und überhitzt wird, unvermeidlich. Ein quasi-stationäres Verhalten einer Mischung aus Brennstoff und Natrium, die allen Forderungen bezüglich Ausdehnung, Mischungsverhältnis, Homogenität und Lebensdauer entspricht, ist daher auszuschließen.

Obwohl das Fehlen einer vorvermischten Zone mit allen erforderlichen Eigenschaften bereits das Auftreten thermischer Detonationen ausschließt, sollen im folgenden weitere Voraussetzungen auf ihre Erfüllbarkeit hin untersucht werden. Dafür wird die Existenz einer vorvermischten Zone jeweils angenommen.

Zündung oder Eskalation

Bei den in 5.4.3.2 zitierten Rechnungen wurde die stationäre Fortpflanzung einer Detonationswelle bewußt untersucht ohne Rücksicht auf die Frage, ob es realistisch ist, eine vorvermischte Zone anzunehmen und woher die zunächst einmal erforderliche Schockwelle überhaupt kommt. Man könnte sich nun vorstellen, der Zündimpuls käme von einer lokalen BNR. Dies ist aber wegen der erforderlichen Drücke und aus energetischen Gründen unmöglich. Da ein Druckpuls von über 1000 bar Höhe eine beträchtliche Strecke (z.B. 40 cm) in das zweiphasige Natrium der vorvermischten Zone hineinlaufen muß, sind erhebliche Energien erforderlich. Eintausend Joule pro Quadratzentimeter können als Richtwert dienen. Für 1 m² Querschnittsfläche werden also bereits 10 MJ (geliefert bei mehr als 1000 bar Druck) benötigt.

Da eine direkte Zündung durch ein zufälliges externes Ereignis unter Reaktorbedingungen nicht infrage kommt, erhebt sich die Frage, ob (z.B.) eine lokale BNR eine schwache thermische Detonation auslösen kann, die sich dann soweit selbst verstärkt, daß am Ende eine hoch effiziente thermische Detonation entsteht. Dies erscheint jedoch schon einfach deshalb fraglich, weil zwischen den

ineffizienten Niederdruck-Detonationen (mit Dampf in der Reaktionszone) und den möglicherweise hocheffizienten Hochdruck-Detonationen (mit einphasigem Kühlmittel in der Reaktionszone) eine Lücke klafft, in der stabile Detonationen physikalisch nicht möglich sind /5.22/. Im übrigen ist darauf hinzuweisen, daß die Niederdruck-Detonationen Reaktionszonenlängen von mehr als einem Meter haben, eine Eskalation also Mischzonen von mehreren Metern Länge erfordern würde. Die beiden einzigen bisher zu diesem Thema veröffentlichten numerischen Untersuchungen /5.25, 5.26/ widersprechen diesem Schluß nicht, da sie nicht den Übergang von einer Niederdruck-Detonation zu einer Hochdruck-Detonation behandeln. Auch sind beide eher als Demonstration eines Rechenverfahrens denn als abschließende Behandlung des Problems anzusehen.

Fragmentation

Setzt man (im Widerspruch zu obigen Ergebnissen) einmal die Existenz einer vorvermischten Zone und einen nach den Modellvorstellungen ausreichenden Zündimpuls voraus, ist trotzdem im System UO_2 -Na eine ausreichende Fragmentation auszuschließen. Man muß nämlich davon ausgehen, daß sich in der vorvermischten Zone, bevor die Zündung der Detonation erfolgt, auf der Oberfläche jedes Brennstofftropfens eine erstarrte Kruste bildet. (Die Schmelztemperatur liegt dicht bei der Anfangstemperatur des Brennstoffes - dies ist die Brennstofftemperatur am Ende der nuklearen Exkursion - die Siedetemperatur des Natriums gut 2000 K tiefer. Der erhebliche Wärmestrom, der zur Aufrechterhaltung des Dampffilmes erforderlich ist, erzeugt einen steilen Temperaturgradienten in der Randzone des Brennstofftropfens). Daher kann keine nennenswerte Fragmentation auftreten. Insbesondere erscheint Grenzschichtabstreifung unmöglich. (Taylor-Instabilität scheint dünne Krusten durchbrechen zu können, z.B. /5.23/, aber sie spielt ja wegen zu geringer Relativgeschwindigkeiten keine wesentliche Rolle). Auch der Vergleich von Board und Hall /5.16/ mit einer Orange, auf die getreten wird, erscheint angesichts der nur mäßigen Abplattung selbst flüssiger Tropfen als unrealistisch. Alle diese Argumente gelten natürlich insbesondere für das Eskalationsstadium, in dem Drücke und Relativgeschwindigkeiten noch klein sind.

Gültigkeit der Modellannahmen

Selbst wenn man die Erfüllung aller oben bereits ausgeschlossene Vorbedingungen einmal postuliert, bleibt es fraglich, ob das Modell für Mehrphasen-Detonationen auf die (aus Gründen des Massenverhältnisses für hoch effiziente thermische Detonationen erforderlichen) dichten Mischungen anwendbar ist. Zum Beispiel ist eine ganz wesentliche Annahme in allen Modellüberlegungen zu Mehrphasen-Detonationen, daß zunächst eine Schockwelle praktisch ungestört durch die kontinuier-

liche Phase der vermischten Zone (also das zweiphasige Natrium) läuft und die eingelagerten Tropfen erst dahinter durch Reibung beschleunigt werden. Bei chemischen Zweiphasen-Detonationen ist diese Annahme weitgehend gerechtfertigt, weil die Brennstofftropfen von Anfang an nur wenige Mikrometer Durchmesser haben und nur wenige Prozente des Volumens einnehmen. Im Prinzip entsteht auch in dieser Mischung an jedem Tröpfchen eine reflektierte Schockwelle, die sich etwa kugelförmig ausbreitet. Da der Flächenanteil des Tröpfchens aber sehr klein ist, entzieht dieser reflektierte Schock der durchlaufenden Schockwelle nur verschwindende Energie und schon in einem Abstand vom Tröpfchen, der klein ist gegen den Abstand zum nächsten Nachbartröpfchen, ist der Druck des reflektierten Schocks wegen der Abhängigkeit vom umgekehrten Verhältnis der Radien vernachlässigbar. Aber selbst unter diesen Bedingungen ist beobachtet worden, daß Schockwellen in Gas durch eingelagerte Tröpfchen deutlich verlangsamt werden /5.27/, ein eindeutiges Anzeichen dafür, daß die Schockwelle das Gemisch nicht ungestört durchdringt. Für die Schockwellen bei thermischen Detonationen muß dies in noch weit größerem Umfang gelten: dort versperren die Brennstofftropfen einen wesentlichen Teil des Strömungsquerschnittes, so daß ständig ein wesentlicher Teil der verbliebenen Schockenergie reflektiert wird. Da der Abstand der Tropfen voneinander in etwa ihrem Radius entspricht, klingen die reflektierten Wellen vor ihrer nächsten Reflexion an einem Nachbartropfen nicht wesentlich ab, die der Schockfront entzogene Energie wird also effektiv dissipiert. Die thermische Wechselwirkung in der Reaktionszone kann den Energieverlust der Schockfront ausgleichen, denn in der Reaktionszone ist die Schallgeschwindigkeit höher als vor der Schockwelle. (Von chemischen Zweiphasen-Detonationen weiß man, daß die Schockwelle durch die Druckwellen, die von Explosionen individueller Tropfen ausgehen, aufrechterhalten wird, z.B. /5.28/). Die starke Wechselwirkung der Schockwelle mit den großen Brennstofftropfen legt jedoch, ohne daß dies im Augenblick quantifiziert werden kann, den Verdacht nahe, daß es im Gegensatz zu der gegenwärtig ausschließlich verwendeten Annahme einer ungestörten Schockpropagation im (zweiphasigen) Kühlmittel richtig wäre anzunehmen, daß alle drei Phasen (Brennstoff, Kühlmitteldampf und flüssiges Kühlmittel) während des Schockdurchganges im dynamischen Gleichgewicht verbleiben. Dies hätte sehr weitreichende Folgen, weil dann der Schock sehr langsam propagieren würde, die Geschwindigkeiten von Kühlmittel und Brennstoff hinter dem Schock gleich wären und nur in der Schockfront eine grobe Fragmentation (Weberzahleffekt) erfolgte. Von thermischen Detonationen wäre dann natürlich keine Rede mehr.

5.4.4 Schlußfolgerungen

In diesem Unterabschnitt wurde gezeigt, daß zwar unter bestimmten Modellannahmen thermische Detonationen mit ganz extremen Eigenschaften bezüglich Druck und Energiekonversion theoretisch möglich erscheinen, daß aber bei realistischer Betrachtungsweise keine der Voraussetzungen dafür unter Unfallbedingungen in einem Reaktor erfüllt werden kann. Dies gilt für:

- Existenz einer quasistabilen Mischzone ausreichender Größe,
- Möglichkeit der Zündung durch externes Ereignis, ersatzweise Selbstverstärkung (Eskalation) einer anfänglich schwachen thermischen Detonation,
- Wirksamkeit der Fragmentationsmechanismen.

Darüber hinaus wurden an einem Beispiel ernsthafte Zweifel an der Gültigkeit der theoretischen Grundlagen (Grundannahmen) des thermischen Detonationsmodelles dargestellt.

5.5 Zusammenfassung

Es gibt in der Fachliteratur keine ernstzunehmenden Beispiele dafür, daß durch eine BNR eine mechanische Energie von mehr als 370 MJ freigesetzt wird. (Zwei Fälle, in denen dies im Rahmen parametrischer Untersuchungen auftritt, wurden hier behandelt). Trotzdem wurde in der Bremer Vorlage versucht, den Eindruck zu erwecken, die BNR stelle mit großer Wahrscheinlichkeit eine Quelle hoher Freisetzung mechanischer Energie dar und sie werde nicht adäquat behandelt - ja sie könne nicht adäquat behandelt werden, weil die verfügbaren Methoden (Rechenprogramme) dafür ungeeignet seien.

Dagegen wird in diesem Kapitel dargelegt, daß die sogenannten Parametermodelle, mit denen heute die Auswirkungen (Druck-Zeit-Verlauf, Freisetzung mechanischer Energie) einer angenommenen BNR berechnet werden, eine sinnvolle Weiterentwicklung der auf reiner Gleichgewichtsthermodynamik beruhenden Modelle (z.B. dem von Hicks und Menzies) darstellen. Die Parametermodelle erlauben bei sorgfältiger Wahl der Parameter sehr wohl, eine eindeutig pessimistische Abschätzung der Folgen einer BNR durchzuführen. Alle bewertenden Zitate in der Bremer Vorlage, die das Gegenteil belegen sollen, sind (oft nach passender Kürzung) lediglich falsch interpretiert.

Ebenso werden in diesem Kapitel alle Argumente in der Bremer Vorlage dafür, daß im System Brennstoff-Natrium Energiekonversionsfaktoren in der Nähe der (durch Gleichgewichtsthermodynamik definierten) theoretischen oberen Grenze möglich sind, als falsch entlarvt und es wird auf die vielfach belegte experimentelle Erfahrung hingewiesen, nach der eine BNR vorzugsweise (bisher ausnahmslos) inkohärent und ohne hohe Energiekonversion abläuft. Zur Abrundung des Themas wird eine "thermische Detonation" genannter hypothetischer Reaktionsmechanismus mit potentiell hoher Energiefreisetzung diskutiert. Es wird gezeigt, daß dieser Mechanismus für die Energetikfrage beim SNR 300 keine Rolle spielt.

5.6 Anhang: Diskussion und Bewertung der Literaturstellen

N.J.M. Rees

Mechanical effects of core accidents

Konferenzbericht von der Int. Conf. on Engineering of Fast Reactors for

Safe and Reliable Operation,

Karlsruhe, 9-13 October 1972, S. 991

In dieser Arbeit wird mit wenigen Sätzen auch auf das Gießerei-Unglück in der Provinz Quebec in Kanada eingegangen. Dabei wird erwähnt, daß die Schäden (am Gebäude) denen entsprochen haben, die eine Explosion von 5,4 kg TNT verursacht hätte und daß die nach Hicks und Menzies /5.2/ berechnete theoretisch maximal mögliche Energiefreisetzung der Explosion von 6.4 kg TNT entspricht. Daraus ergibt sich - und Rees merkt dies auch an - daß die tatsächliche Energiekonversion dicht bei der theoretisch maximal möglichen gelegen hat.

Dieses Ergebnis stand im krassen Gegensatz zu der allgemeinen Überzeugung, daß die nach Hicks und Menzies berechneten maximalen Energien viel zu hoch sind. Tatsächlich muß aber Rees bei der Berechnung der theoretischen oberen Grenzen ein Fehler unterlaufen sein. Dies wird deutlich durch eine Veröffentlichung von Anderson und Armstrong /5.9/ aus dem Jahre 1974. In dieser Arbeit wird nämlich derselbe Unfall analysiert. Die Autoren kommen zu dem Schluß, daß die Dampfexplosion einer Explosion von 6.5 kg TNT entsprochen hat. Die Übereinstimmung mit dem Ergebnis von Rees (5.4 kg) ist erstaunlich angesichts der großen Unsicherheiten bei der nachträglichen Ermittlung einer Explosionsenergie aus schriftlich mitgeteilten Gebäudeschäden. Sie ist vielleicht zum Teil dadurch zu erklären, daß beide Male derselbe Bericht ausgewertet wurde.

Die Energie der 6.5 kg TNT entspricht 110 J je Gramm Stahl. Die nach Hicks und Menzies maximal mögliche mechanische Energie berechneten Anderson und Armstrong zu 280 J/g (siehe letzten Teil von Tabelle 2 auf S. 36 in /5.9/). Für die gesamte Stahlmenge entspricht dies der Energie von 16.7 kg TNT. Die Dampfexplosion hat also tatsächlich nur 40% der nach Hicks und Menzies möglichen Energiekonversionen erreicht. Wesentlich ist, daß diese Berechnung voll dokumentiert und in jeder Einzelheit nachprüfbar ist.

P.D. Patel, T.G. Theofanous

Fragmentation requirements for detonating thermal explosions

Nature 274, 142 (1978) (Literaturstelle 5.18).

In dieser kurzen Mitteilung wird erstmals über Experimente berichtet, in denen die Schockfragmentation von Flüssigkeitstropfen in einer anderen Flüssigkeit untersucht wurde. Dabei wird auf der Basis von zwei Meßpunkten (!) ein Potenzgesetz für eine Fragmentationszeit (als Funktion der Relativgeschwindigkeit, ausgedrückt durch die Bondzahl) angegeben, das im gesamten interessierenden Bereich der Relativgeschwindigkeit wesentlich kürzere 'Fragmentationszeiten' vorhersagt als die bis dahin ausschließlich verfügbaren Beziehungen, die aus der Zertrümmerung von Wasser- oder Treibstofftropfen hinter Schockwellen in Gas abgeleitet worden sind. Die Korrelationen haben in beiden Fällen dieselbe Form, nur wird in /5.18/ statt einer Proportionalitätskonstanten 44, wie in /5.16/ verwendet, eine Konstante 1.5 angegeben. Wie in Abschnitt 5.4.2.1 dargelegt, hätten die daraus herzuleitenden kurzen Fragmentationszeiten weitreichende Folgen für die Theorie der thermischen Detonationen. Im folgenden wird jedoch gezeigt, daß die Beziehung aus /5.18/ nicht dazu geeignet ist, in den Modellrechnungen den Zeitpunkt der Auflösung des ursprünglichen Tropfens in Mikropartikel zu bestimmen.

Der erste Grund sind unterschiedliche Definitionen des Begriffs 'Fragmentationszeit'. In /5.18/ ist mit Fragmentationszeit nicht wie in den Modellrechnungen der Zeitraum gemeint, an dessen Ende der ursprüngliche Tropfen in mikroskopisch feine Partikel (mit wenigen Mikrometern Durchmesser) zerlegt ist. Vielmehr wird in /5.18/ der Zeitpunkt angegeben, in dem der Tropfen anfängt zu expandieren. (Der Fragmentationsvorgang wird beschrieben als eine plötzliche explosionsähnliche Vergrößerung des Tropfens in allen Richtungen). In späteren Veröffentlichungen weisen Theofanous et al. immer wieder darauf hin, daß die Bestimmung des tatsächlichen Zeitpunkts der vollständigen Fragmentation sehr schwierig und mit großen Ungenauigkeiten behaftet ist. In /5.29/ nehmen sie an, der ursprüngliche Tropfen sei fragmentiert, wenn sich sein Durchmesser quer zur Strömungsrichtung verdoppelt hat und bestimmen dafür die Proportionalitätskonstante 15.4 (wegen einer geänderten Definition der dimensionslosen Zeit ist der angegebene Wert 7.7). Bei Benutzung dieser Konstanten, die sich nur noch um einen Faktor 3 von der unterscheidet, die in den Modellrechnungen normalerweise benutzt wird, ist kein

dramatisch anderes Ergebnis mehr zu erwarten. Zwar fragmentieren nach /5.29/ Tropfen, die von Anfang an deformiert sind, schneller, aber bei Berücksichtigung dieses Ergebnisses müßte auch die größere Widerstandszahl dieser Tropfen in den Rechnungen berücksichtigt werden, so daß auch davon keine wesentliche Änderung zu erwarten ist (vgl. Abschnitt 5.4.2).

Zum zweiten wird in /5.30/ angegeben, daß die Fragmente eine Größe von 100-500 μm aufweisen. Im Sinne der Detonationsmodelle, die implizit eine Fragmentgröße unter 10 μm voraussetzen, ist der hier beobachtete Vorgang im wesentlichen noch nicht als Fragmentation zu werten. Die hier beobachteten Fragmentgrößen liegen in dem Bereich, der bei Parametermodellrechnungen sowieso angenommen wird. Die thermischen Detonationen fanden daneben hauptsächlich deshalb Beachtung, weil bei ihnen sehr feine Fragmente und damit hohe Energiekonversion möglich erschienen. Bei den vergleichsweise geringen Relativgeschwindigkeiten, die hinter Schockwellen in Flüssigkeiten auftreten, scheint jedoch keine besonders feine Fragmentation aufzutreten.

5.7 Literaturverzeichnis

- /5.1/ Arbeitsgruppe Schneller Brüter an der Universität Bremen:
Nukleare Exkursionsunfälle im SNR 300
Materialband 3 zum Bericht der Enquête-Kommission
"Zukünftige Kernenergiepolitik", Vorlage IV/K/10, Drucksache 8/4341
Deutscher Bundestag (1980), S. 905, ff
- /5.2/ E.P. Hicks, D.C. Menzies
Theoretical Studies on the Fast Reactor
Maximum Accident
ANL 7120, S. 654 (1965)
- /5.3/ A. Padilla
Analysis of Mechanical Work for LMFBR Maximum Accidents
Nuclear Technology 12, 348 (1971)
- /5.4/ D.H. Cho et al.
Pressure Pulses and Mechanical Work from Molten Fuel-Coolant
Interactions: A Parametric Study
Trans. Am. Nucl. Soc. 14, 290 (1971)
- /5.5/ D.A. McInnes et al.
The Effect of Uncertainties in Thermophysical Properties
of UO₂ and Sodium on MFCIs,
Konferenzbericht /5.14/, S. 615 (1979)
- /5.6/ A.J. Briggs et al.
A Review of Progress with Assessment of MFCI Phenomenon
in Fast Reactors Following the CSNI Specialist Meeting in
Bournemouth, April 1979
Konferenzbericht /5.15/, S. 1811 (1979)

- /5.7/ G. Angerer et al.
Critical Discussion of Some Important Topics in
Fast Reactor Safety Analysis
Fast Reactor Safety Meeting, Beverly Hills,
April 1974, CONF-740401, S. 1223, (1974)
- /5.8/ E. Bojarsky et al.
Results and Evaluation of Tests on Fuel-Sodium Interaction
with Electrically Heated Fuel Pins,
Konferenzbericht /5.15/, S. 1811, (1979)
- /5.9/ R.P. Anderson, D.R. Armstrong
Comparison between Vapor Explosion Models and Recent
Experimental Results
Heat transfer - research and design
(D. Gidaspow, ed.), AIChE-Symposium Series, 138,
Vol. 70, S. 31 (1974)
- /5.10/ J. Marchaterre et al.
Work-energy Characterization for Core-Disruptive Accidents
Proc. Int. Meet. on Fast Reactor Safety and Related Physics,
Chicago, Okt. 1976,
CONF-761001, S. 1121
- /5.11/ W. Zyszkowski
Thermal Explosion Hazards in (Fast) Nuclear Reactors
Atomic Energy Review 16, 3 (1978)
- /5.12/ D. Jakeman
A Review of the Meetings of the Working Group on the
Comparison of Computational Models
Third Spec. Meeting on Sodium/Fuel Interaction in
Fast Reactors, Tokyo, März 1976
PNC N 251 76-12, S. 733 (1976)

- /5.13/ S.J. Board, L. Caldarola
Fuel Coolant Interaction in Fast Reactors
ASME Winter Meeting, Atlanta, November 1977,
Symp. on the Thermal and Hydraulic Aspects of
Nuclear Reactor Safety, Vol. 2: Liquid Metal Fast Breeder Reactors
(O.C. Jones, S.G. Bankoff, ed.), S. 195, (1977)
- /5.14/ Fourth CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction
in Nuclear Reactor Safety,
Bournemouth, April 1979, CSNI Report No. 37 (1979)
- /5.15/ Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology,
Seattle, August 1979
- /5.16/ S.J. Board, R.W. Hall
Propagation of Thermal Explosions, Part 2:
A Theoretical Model
RD/B/N 3249 (1974)
- /5.17/ H.K. Fauske
Some Comments on Shock-induced Fragmentation and Detonating
Thermal Explosions
Trans. Am. Nucl. Soc. 27, 666 (1977)
- /5.18/ P.D. Patel, T.G. Theofanous
Fragmentation requirements for detonating thermal explosions
Nature 274, 142 (1978)
- /5.19/ M. Baines et al.
The Hydrodynamics of Large Scale Fuel-Coolant Interactions
Int. Topical Meeting on Nuclear Power Reactor Safety, Brüssel,
Oktober 1978, S. 1117 (1978)
- /5.20/ E.F. Scott, G.J. Berthoud
Multiphase Thermal Detonation
ASME Winter Meeting, San Francisco, Dezember 1978
Topics in Two-Phase Heat Transfer and Flow
(S.G. Bankoff, ed.), S. 11, (1978)

- /5.21/ E. Scott, G. Berthoud
Multiphase Thermal Detonation for a UO₂ System
Konferenzbericht /5.14/, S. 22 (1979)
- /5.22/ A. Sharon, S.G. Bankoff
Propagation of Shock Waves through a Fuel-coolant Mixture
ASME Winter Meeting, San Francisco, Dezember 1978
Topics in Two-Phase Heat Transfer and Flow
(S.G. Bankoff, ed.), S. 51 (Part 1), S. 69 (Part 2) (1978)
- /5.23/ S.G. Bankoff, A. Sharon
Modelling of Steady Plane Thermal Detonations
Konferenzbericht /5.15/, S. 1554 (1979)
- /5.24/ B.O. Wey et al.
Boiling Fragmentation Studies and their Relevance to
the Initiation and Propagation of FCIs
ICHMT Seminar, Dubrovnik, September 1980
- /5.25/ H. Jacobs
Computational Analysis of Fuel-Sodium Interactions with
an Improved Method
Int. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics,
Chicago, Oktober 1976,
CONF-761001, S. 926 (1976)
- /5.26/ T.P. Fishlock
Calculations on Propagating Vapor Explosions
for the Aluminium/Water and UO₂/Sodium Systems
Konferenzbericht /5.14/, S. 54 (1979)
- /5.27/ J.A. Nicholls et al.
Recent Experiments on Heterogeneous Detonation Waves,
17th Aerospace Sciences Meeting, New Orleans,
Januar 1979, AIAA-Paper 79-0288 (1979)

/5.28/ E.K. Dabora, L.P. Weinberger

Present status of detonations in two-phase systems

Acta Astronautica 1, 361 (1974)

/5.29/ T.G. Theofanous et al.

Fuel Coolant Interactions and Hydrodynamic Fragmentation

Konferenzbericht /5.15/, S. 1568 (1979)

/5.30/ P.D. Patel, T.G. Theofanous

Hydrodynamic fragmentation of drops

J Fluid Mech. 103, 207 (1981)

6. Auswirkung von Unsicherheiten in Daten und Methoden auf die Energiefreisetzung

6.1 Reaktivitätskoeffizienten

Während des Störfallablaufs treten durch Temperaturänderungen und Materialverschiebungen Änderungen im Reaktivitätsniveau des Reaktors auf, die durch die Reaktivitätskoeffizienten bestimmt werden. In der Einleitungsphase eines Kühlmitteldurchsatzstörfalls bewirkt das Aussieden von Natrium über den in größeren Bereichen positiven Natriumverlustkoeffizienten ("Void-Koeffizient") eine Reaktivitätserhöhung und damit einen Anstieg der Reaktorleistung, der jedoch durch den negativen Dopplerkoeffizienten gemildert wird. Daraus ist ersichtlich, daß diese beiden Koeffizienten den Störfallverlauf wesentlich beeinflussen. Falls es zu einem energetischen Verlauf kommt, beeinflussen sie also auch die Energiefreisetzung.

Die Reaktivitätskoeffizienten sind nur innerhalb eines bestimmten Unsicherheitsbereiches bekannt. Das heißt konkret, daß der nach den aufwendigsten Methoden für den SNR 300 durch Rechnung und Experiment ermittelte "beste" Wert innerhalb gewisser Fehlergrenzen falsch sein kann. Dabei werden die von KfK angegebenen Unsicherheiten /6.1-2/, nämlich 25% für den Void-Koeffizienten, und 20% für den Doppler-Koeffizienten von amerikanischen Publikationen /6.3/ weitgehend bestätigt. Es stellt sich daher die berechtigte Frage, ob die Störfallanalysen durch Fehler in den Reaktivitätskoeffizienten zu optimistische Energiefreisetzungen ergeben. Diese Frage ist jedoch anhand des Vorgehens bei der Erstellung der Reaktivitätskoeffizienten leicht zu beantworten. Man arbeitet innerhalb des Unsicherheitsbereiches jeweils mit dem ungünstigeren Wert, also z.B. mit dem höheren Wert für den Void-Koeffizienten. Damit wird die Energieerzeugung also höchstens überschätzt. Darüberhinaus hat man sich durch Variation der Reaktivitätskoeffizienten davon überzeugt /6.4/, daß plausible Änderungen wirklich zu niedrigeren Energien führen.

Im Abschnitt über die Reaktivitätskoeffizienten in der Kommissionsvorlage der Arbeitsgruppe Schneller Brüter an der Universität Bremen /6.5/ wird der Eindruck erweckt, als könnten Unsicherheiten in den Reaktivitätskoeffizienten die Ergebnisse der Unfallsimulation verfälschen. Aus dem bereits gesagten

folgt, daß dies nicht der Fall ist. Im folgenden wird noch zu einzelnen Aussagen Stellung genommen.

6.1.1 Void-Koeffizient

Aussage in der Bremer Vorlage:

Void-Effekt: Beim Kühlmitteldurchsatzstörfall (LOF) mit Ausfall der Schnellabschaltung wird dem Reaktor durch das Sieden des Natriums in der Einleitungsphase Reaktivität zugeführt. Dadurch wird die prompte Kritikalität erreicht. Ein Maß für die Auswirkungen, die Kühlkanalvoiden haben kann, ist die maximal mögliche positive Voidreaktivität eines Reaktorkerns. Diese betrug für den ersten Referenzkern des SNR 300, den Mark I, 3,5 \$ /6.6/, /6.7/. Der neue Mark Ia, der aus wirtschaftlichen Gründen den alten Kern abgelöst hat, erreicht einen Wert von 5,5 \$ /6.4/. Dies kann eine grundsätzliche sicherheitstechnische Verschlechterung darstellen. Problematisch für Unfallanalysen ist, daß der Voidkoeffizient nur auf 25-30% bestimmbar ist, wobei maximaler Aufwand bei der Berechnung getrieben wird, was normalerweise bei umfassenden Computersimulationen nicht geschieht /6.1/, /6.3/.

Stellungnahme:

Der Mark Ia-Kern hat eine maximale positive Voidreaktivität von 4,6 \$ und nicht, wie irrtümlich von KfK in /6.4, Seite 20/ und /6.8, Seite 82/ angegeben, 5,5 \$. Dieser Wert ist in der Tat um 30% höher als der des Mark I-Kerns (3,5 \$). Die für den Mark Ia-Kern durchgeführten Analysen für den Kühlmitteldurchsatzstörfall wurden mit dem richtigen Wert durchgeführt, wie aus dem Anhang von /6.4/ ersichtlich ist. Die Analysen zeigen /6.4/, /6.8/, daß auch in den betrachteten ungünstigen Grenzfällen die Energiefreisetzung weit unter dem Auslegungswert bleiben. Daher kann von einer "grundsätzlichen sicherheitstechnischen Verschlechterung" nicht die Rede sein. Überdies hat Mark Ia niedrigere Brennstofftemperaturen und damit z.B. den sicherheitstechnischen Vorteil, daß die Temperaturdifferenz bis zum Brennstoffschmelzen größer ist als für Mark I.

Zur Bestimmung des Voidkoeffizienten ist zu sagen, daß innerhalb des Unsicherheitsbereiches der größte Wert verwendet wurde. Für diese Bestimmung wurde

nicht der maximale Aufwand getrieben. Jedoch wurde darauf geachtet, nur solche Vereinfachungen anzuwenden, die nicht zu einer Unterschätzung des Voidkoeffizienten führen. So wurde z.B. auf die bei /6.1/ erwähnten vereinfachten Rechnungen mit 6 (statt 26) Neutronengruppen nicht zurückgegriffen, da sie einen zu niedrigen Wert liefern. Der verwendete Wert stellt also eine obere Grenze dar, bei größerem Rechenaufwand würde er sich etwas in Richtung auf den Mark 1-Wert (3,5 $\%$) verschieben. Daraus folgt, daß die für den Mark Ia-Kern durchgeführten Analysen ausgesprochen pessimistische Daten für den Natrium-Void-Koeffizienten verwenden.

6.1.2 Dopplerkoeffizient

Aussage in der Bremer Vorlage:

Doppler-Effekt: Es ist schon lange bekannt, daß bei Anwesenheit eines starken negativen Dopplereffektes die während des Unfalls auftretenden Reaktivitäten und damit auch die Energiefreisetzungen verringert werden können. Tatsächlich stellt der Dopplereffekt die einzige prompte negative Reaktivitätsrückwirkung bei Leistungssteigerung dar, d.h. seine Reaktionszeit auf positive Rampen ist relativ kurz. Somit kommt ihm also besondere Bedeutung zu. Beschrieben wird der Dopplereffekt durch die sog. Dopplerkonstante, wobei der Dopplereffekt jedoch keineswegs konstant ist, sondern mit steigender Temperatur sinkt und durch Kühlkanalvoiden um ein weiteres verringert wird /6.4/, /6.7/.

Diese Aussage wird im folgenden präzisiert, da die Autoren der Bremer Vorlage offenbar durch den Begriff "Dopplerkonstante" verwirrt sind:

Der Dopplereffekt stellt die einzige, im strengen Sinne prompte Reaktivitätsrückwirkung bei Leistungssteigerung dar, er folgt der Brennstofftemperatur innerhalb einer Neutronenlebensdauer, d.h. etwa 0,4 Mikrosekunden. In Reaktoren mit oxidischem Brennstoff (also z.B. vom SNR-Typ) ist der Dopplerkoeffizient stets negativ. Er führt deshalb bei hypothetischen Störfällen zu einer Verminderung des Reaktivitätsanstiegs und damit auch der Energiefreisetzung. Er nimmt mit steigender Temperatur ab. Diese Abhängigkeit kann in guter Näherung durch "Dopplerkoeffizient = A/T " dargestellt werden, wobei T die Brennstofftemperatur ist. Die Größe A wird in der Literatur meist als "Dopplerkonstante" bezeichnet. Sie ist für den "gevoideten" Reaktor kleiner als für den natriumgefüllten.

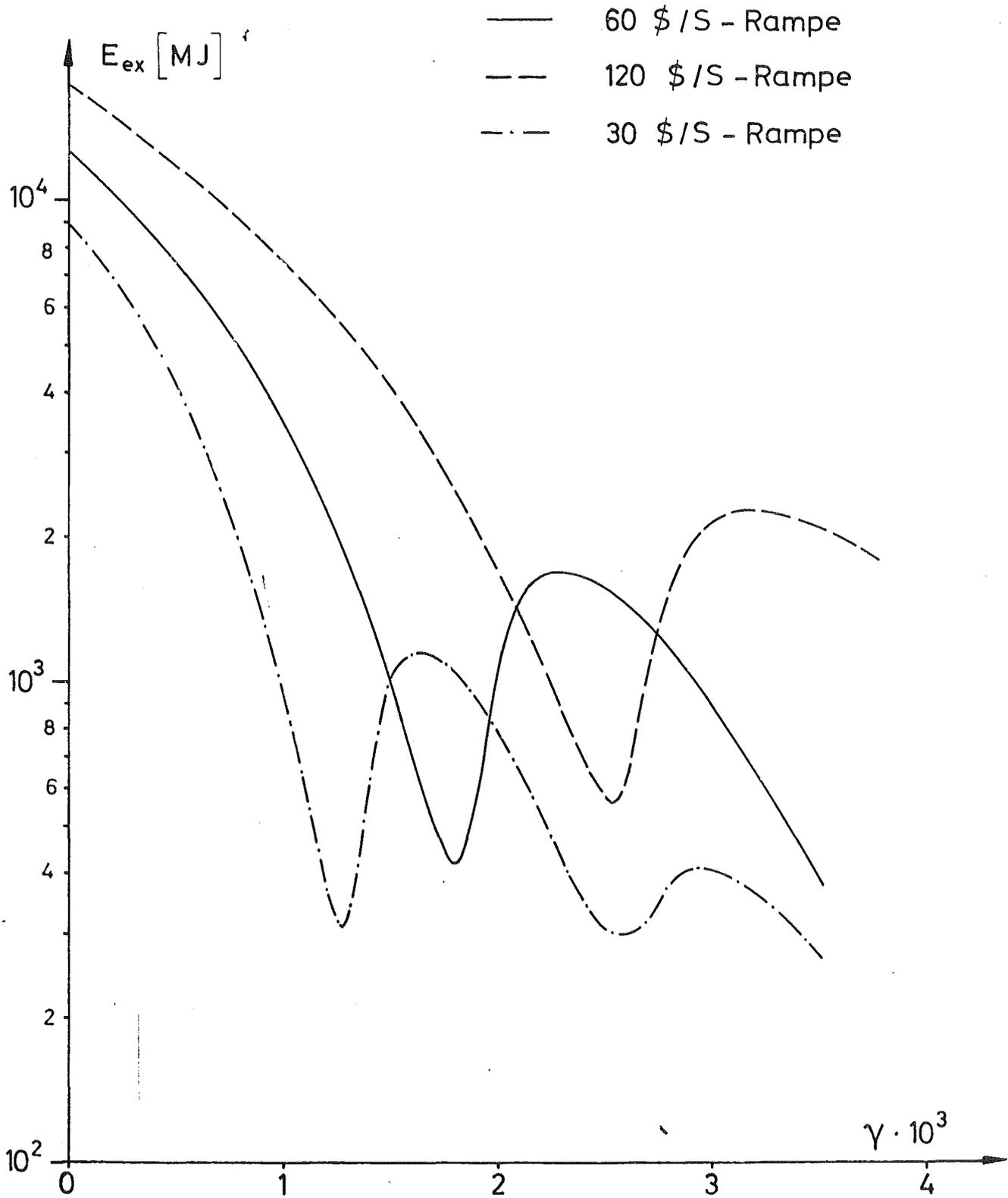


Fig. 6.1 Excess-Energie als Funktion der Reaktivitäts-Rampe und der Dopplerkonstanten γ (Anfangsleistung: 73 MW)

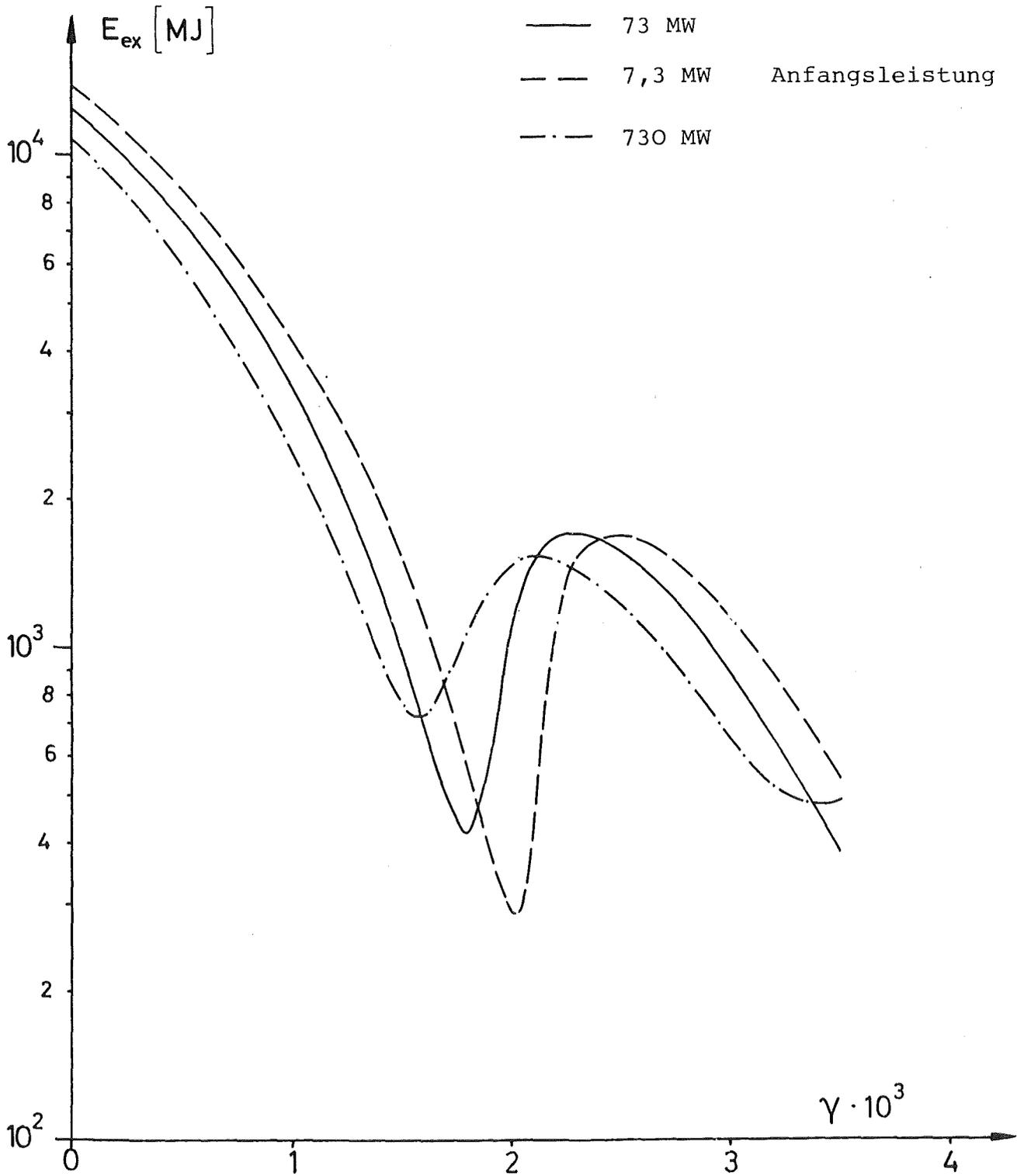


Fig. 6.2 Excess-Energie als Funktion der Anfangsleistung und der Dopplerkonstanten γ (Rampe: 60 $\$/s$)

Aussage in der Bremer Vorlage:

Der Dopplerkoeffizient läßt sich nur auf 15 - 20% genau bestimmen /6.9/, /6.1/, /6.3/. Die Benutzung des jeweils kleinsten Wertes (also geringe Rückwirkung) liefert keine "konservative" Abschätzung, da die für mechanische Belastungen zur Verfügung stehende Energie einer Exkursion nicht grundsätzlich mit größer werdendem Dopplerkoeffizienten niedriger wird. Vielmehr gibt es Maxima und Minima, deren Lage stark von Reaktivitätsrampen, Temperaturen des Brennstoffs abhängen, also vom Verlauf des Unfallablaufes (s. Abb. 3 und 4 auf Seiten 19 und 42). Dessen Simulation aber wird wiederum gerade durch den Dopplereffekt beeinflusst.

Die Maxima und Minima liegen oft gerade in dem Bereich von Dopplerkoeffizienten, in denen sich auch der Koeffizient des SNR 300 befindet. Damit können die Unsicherheiten einen besonders großen Einfluß haben (nach /6.10/, /6.11/).

Stellungnahme:

In der Tat ist der Dopplerkoeffizient auf ca. 20% genau bekannt. Nach Wilson /6.9/ ist dies "mehr als adäquat". Für die Störfallanalysen wurde der kleinere Wert verwendet, d.h. eine geringe Rückwirkung angenommen. Im Gegensatz zur obigen Aussage stellt dies eine konservative Abschätzung dar. Dies ist jedoch aus der Literatur /6.11/ nicht sofort abzulesen und soll daher im folgenden im einzelnen begründet werden.

Zunächst ist aus Fig. 6.1 ersichtlich, daß der Dopplereffekt die für mechanische Belastung verfügbare Energie einer Exkursion wesentlich erniedrigt, wobei der Trend einer Verminderung mit zunehmender Dopplerkonstante vorherrscht. Es gibt jedoch auch Bereiche, in denen durch das Zusammenwirken von Dopplereffekt, Neutronenkinetik und Materialbeschleunigung eine Erhöhung des Dopplereffekts zu einer höheren Energie führen kann. Diese "Doppler-Oszillationen" hängen jedoch stark von den Anfangsbedingungen, nämlich Anfangsleistung und Temperatur des Brennstoffs ab. Für die hohen Leistungen (im Bereich 20 bis 100-fache Nennleistung), wie sie für den Beginn der Disassembly-Phase typisch sind, sind die Oszillationen schwach ausgeprägt oder verschwinden ganz. Bei Fig. 6.1, die in der Bremer Vorlage als Fig. 4 (S. 42) erscheint, geht Kluge dagegen davon aus, daß eine Disassembly-Phase von einer Anfangsleistung von nur 73 MW (d.h. ein Zehn-

tel der Nennleistung) und einer Brennstofftemperatur von 1850 K ausgeht. Diese unrealistischen Annahmen sind dadurch zu erklären, daß Methoden für eine mechanistische Analyse der Einleitungsphase damals noch nicht verfügbar waren. Die Anfangsbedingungen wurden in parametrischer Form variiert, weil "man die Werte für die Rampen, den Anfangsfluß und die Anfangstemperaturen nur schätzen kann" /6.11, Seite 29/.

Die in Fig. 6.1 spezifizierten Rampen gelten also für die gegebenen Anfangsbedingungen. Der Zusatz "zum Disassembly-Zeitpunkt" stammt von den Autoren der Bremer Vorlage und macht deutlich, daß ihnen diese Abhängigkeit von den Anfangsbedingungen (Leistung und Temperatur) gar nicht bewußt ist. Es liegt also ein Mißverständnis vor. Bei /6.11/ findet sich auch Fig. 6.2. Die Anfangsbedingung (Nennleistung) kommt der Störfallsituation näher, ist aber immer noch nicht typisch für Disassembly-Bedingungen.

Man erkennt, daß der Anstieg der Energie bei zunehmendem Dopplereffekt, der bei 73 MW (60 \$/s, durchgezogene Kurve) noch einen Faktor 4 betrug, bei 730 MW sich auf den Faktor 2 reduziert hat! Daraus ist ersichtlich, daß unter Störfallbedingungen die Doppler-Oszillatoren, falls sie überhaupt auftreten, nur geringe Amplituden haben. Aus diesem generellen Argument folgt, daß ein zu niedriger Dopplereffekt in den Störfallanalysen nicht zu einer signifikanten Verfälschung der Energiefreisetzung führen kann.

Für den Kühlmitteldurchsatzstörfall im Mark Ia-Kern des SNR 300 gilt darüberhinaus, daß eine Erhöhung des Dopplerkoeffizienten zu einer Erniedrigung der Energiefreisetzung führt. Für den frischen Kern wurde dies explizit nachgewiesen /6.4/. Aber man kann auch erkennen, daß der bei /6.8/ angegebene "energetische Grenzfall" für den abgebrannten Kern dieselbe Abhängigkeit zeigt. Bei diesem Störfall treibt eine Void-Reaktivitätsrampe den Reaktor in eine energetische Leistungsexkursion, die durch den Dopplereffekt abgefangen wird. Die Core-Disassembly, die den Reaktor unterkritisch macht, setzt kurz nach dem Leistungsmaximum ein, der maximale Dampfdruck beträgt 74 at /6.8/. Erhöht man den Dopplerkoeffizienten gegenüber dem Referenzwert um 10-20%, dann verringert sich die Energie in der Exkursion entsprechend, der Brennstoffdruck wird niedriger, reicht aber mit Sicherheit noch für eine Disassembly aus. Eine Erhöhung des Dopplereffekts führt also auf eine reduzierte Energiefreisetzung. Nur bei unrealistisch hoher Vergrößerung des Dopplereffekts kann die Situation eintreten,

daß durch die Exkursion die Dampfdruckschwelle nicht erreicht wird. Dies würde dann zu einer zweiten Exkursion und zu einer "Doppler-Oszillation" führen.

6.1.3 Änderung des Dopplerkoeffizienten mit dem Abbrand

Aussage der Bremer Vorlage:

Unsicherheiten bestehen offensichtlich auch hinsichtlich des Einflusses des Abbrandes auf den Dopplerkoeffizienten. Nach Heusener /6.12/ nimmt die Dopplerkonstante mit dem Abbrand leicht ab. Dagegen geht aus der Studie von Fröhlich /6.4/ hervor, daß er sich mit dem Abbrand stark erhöht.

Stellungnahme:

Die Änderung des Dopplereffektes mit dem Abbrand durch Herausziehen der Regeltrimmstäbe, Spaltproduktabsorption, Erniedrigung der Plutonium-Anreicherung kann gut berechnet werden, hängt aber stark von der Kernausslegung ab. Der Mark 1-Kern besitzt zwei Auslegungsmerkmale, die zu einer starken Zunahme des Dopplerkoeffizienten beitragen: Die im Laufe des Abbrandes zurückgehende Plutonium-Anreicherung (niedrige interne Bruterate) und das Ersetzen von Blindelementen durch Brennelemente beim Umladen. Dadurch erhöht sich der Dopplereffekt um nahezu 50%. Dies ist ein sicherheitstechnischer Vorzug gegenüber dem alten Mark 1-Kern. Die bei Heusener genannten Zahlen beziehen sich auf den Mark 1-Kern und gelten also nicht mehr.

6.1.4 Einflüsse auf den Dopplereffekt

Aussage der Bremer Vorlage:

Zwei weitere, möglicherweise bedeutende Rückwirkungen auf den Dopplereffekt werden in den Unfallanalysen des KfK Karlsruhe (/6.12/, /6.4/, /6.7/) nicht berücksichtigt:

1. Brennstabversagen in nicht gevoideten Kühlkanälen kann dazu führen, daß ausgetretener Brennstoff Wärme an das kältere Natrium abgibt. Dadurch sinkt seine Temperatur, was zur Verringerung des örtlichen Dopplerkoeffizienten führt /6.13/.

2. Es wurde schon erwähnt, daß der Dopplereffekt eine prompte Reaktivitätsrückwirkung bewirkt. Brennstoff, der gerade am Schmelzen ist, absorbiert jedoch Energie (Schmelzwärme), ohne daß sich dabei die Temperatur erhöht. Dabei entsteht eine "Totzeit" in der negativen Reaktivitätsrückwirkung (/6.11/, /6.13/). Beide Effekte sind schon recht lange bekannt. Daß sie trotzdem nicht berücksichtigt werden, liegt an den beschränkten Möglichkeiten, die die verwendeten Modelle bieten.

Stellungnahme:

Bei Punkt 2 liegt einfach ein Irrtum vor: die Schmelzwärme wird bei der Berechnung des Temperaturanstiegs und damit auch der Dopplerrückwirkung in den für den SNR 300 eingesetzten Störfallcodes voll berücksichtigt. Dies geht aus den Publikationen von KfK hervor (z.B. Temperaturprofil, S. 31 in /6.4/ oder Seite C 21 in /6.8/). Der in Punkt 1 beschriebene Effekt ("Chilling-Effekt") ist bekannt. Er wurde in den Störfallanalysen für den SNR 300 vernachlässigt, da er nur einen unbedeutenden Beitrag zur Energiefreisetzung liefert. Diese Aussage folgt aus eigenen Abschätzungen (nur wenige Prozent des Brennstoffs vermischen sich mit Natrium), sie läßt sich aber auch aus der zitierten Arbeit von Davis /6.13/ entnehmen.

Davis untersucht den Chilling-Effekt unter sehr vereinfachten Annahmen: in jeder Brennstoffmasche, für die das Versagenskriterium erfüllt ist, wird der gesamte Brennstoff instantan mit Natrium vermischt, d.h. abgekühlt auf eine Mischtemperatur. Selbst unter diesen extremen Annahmen steigt (bei einer 50 \$-Rampe in einem 1000 MWe-Reaktor) die Disassembly-Energie nicht, nur der Zeitmaßstab wird verkürzt. Eine Erhöhung der Energie (um 25%) wurde nur gefunden, wenn man zu der mathematisch-abstrakten (und daher unrealen) Annahme überging, daß die Reaktivität momentan und nicht als Rampe zugeführt wird. Beim Kühlmittel-durchsatzstörfall im SNR 300 vermischen sich z.B. in dem dokumentierten energetischen Grenzfall (nur in diesem ist der Chilling-Effekt von Interesse) weniger als 2% des Brennstoffs mit Natrium /6.8/. Daraus folgt, daß der Einfluß dieses Effektes vernachlässigbar klein ist.

6.1.5 Uran-Plutonium-Entmischung

In einem Kolloquium der "Groupe de Bellerive" hat Benecke /6.14/ die Aussage ge-

macht, daß die Separation von Uran- und Plutoniumoxid durch Thermodiffusion während des Reaktorbetriebes zu lokalen Änderungen im Vorzeichen des Dopplereffektes führt.

Stellungnahme:

Der Prozeß der Plutonium-Wanderung durch Thermodiffusion und Porenwanderung nach der heißen Stabmitte hin ist theoretisch und experimentell gut untersucht /6.15, 6.37/. Bei Brennstoff niedriger Dichte (d.h. etwa 15% Porosität) und einer maximalen Stableistung von 450 W pro cm Brennstablänge, wie sie für den Mark 1-Kern vorgesehen war, erhöht sich die Plutoniumkonzentration in der Mitte um bis zu relativ 60%, während sie in den radial äußeren Bereichen des Brennstabs in etwa der Ausgangskonzentration des Plutoniums entspricht. Der Prozeß nimmt nach niedrigeren Stableistungen hin ab und verschwindet praktisch völlig bei etwa 250 W pro cm.

Im Mark 1A-Kern beträgt die maximale Stableistung nur 350 W pro cm. Die Plutonium-Umverteilung ist damit sehr viel geringer als im Mark 1-Kern. Mit der Plutonium-Wanderung ist eine Verringerung des Dopplerkoeffizienten verbunden, die jedoch im Mark 1A-Kern aus zwei Gründen sehr klein ist: einmal wegen der relativ geringen Umverteilung, zum anderen weil der Effekt nur in dem kleinen Kernbereich mit hoher Leistungsdichte auftritt. Benecke vermutet eine Vorzeichenumkehr, weil man mit älteren Kerndaten für das Isotop ^{239}Pu einen positiven Dopplereffekt ausgerechnet hatte. Aus Experimenten und den seit etwa 1971 gültigen Kerndaten weiß man jedoch /6.16/, daß selbst bei einem geringen Gehalt an dem Isotop ^{240}Pu der Dopplereffekt von Plutonium in einem schnellen Oxid-Brüter negativ ist. Eine lokale Vorzeichenumkehr kann es also auch aus kernphysikalischen Gründen nicht geben.

6.2 Zustandsgleichung des Brennstoffs

Für die Analyse von Reaktorstörfallabläufen, bei denen es zu einer energetischen Kernzerstörungsphase (Disassembly) kommt, wird die Zustandsgleichung insbesondere für den Brennstoff benötigt. Sie beschreibt für einen gegebenen Energie-Inhalt eines Reaktorbereiches den auftretenden Druck, der zu einer energetischen Kernzerstörung führt und stellt somit die Verbindung zwischen der Neutronik und Hydrodynamik dar. Wichtigste Größe für die meisten Disassembly-Analysen ist der Brennstoffdampfdruck als Funktion der Temperatur. Die zweitwichtigste

Größe ist die Wärmekapazität, die den Energie-Inhalt zur Temperatur in Beziehung setzt. Für die Störfallanalyse muß der Dampfdruck des Brennstoffs bis etwa 5000 K bekannt sein. Wesentlich höhere Temperaturen treten bei den Disassemblyanalysen, die mit realistischen Annahmen für den SNR 300 durchgeführt werden, nicht auf /6.8/.

In der Kommissionsvorlage der Arbeitsgruppe Schneller Brüter /6.5/ wird im Abschnitt über die Zustandsgleichung folgender Schluß gezogen: Die Betrachtung dieser Historie (sie könnte noch ausgedehnt werden), erweckt fast den Anschein, daß sich die Kenntnis der Zustandsgleichung nicht wesentlich verändert hat, wohl aber ihr Einfluß auf die Rechnungen. Dies würde den Anspruch der Computersimulation auf eine realistische Vorhersage des Unfallablaufs noch mehr infrage stellen.

Diese Aussage stützt sich auf die Arbeiten /6.17/, /6.18/, /6.19/, /6.20/. Dabei werden zwei verschiedene Punkte angesprochen, nämlich die Unsicherheiten in der Kenntnis der Zustandsgleichung und die Empfindlichkeit der berechneten Energiefreisetzung in Abhängigkeit von diesen Unsicherheiten für die Zustandsgleichung. Beide Fragen sollen im folgenden getrennt diskutiert werden.

6.2.1 Unsicherheit der Zustandsdaten

Wie oben erwähnt, ist die wichtigste Größe der Brennstoffdampfdruck. Bis etwa Ende 1974 wurden Dampfdruckkurven nur bis etwa 2500 K gemessen, sie mußten dann bis in den fraglichen Temperaturbereich extrapoliert werden. Seit Ende 1974 wurden Messungen bis etwa 4500 K durchgeführt /6.21/. Damit hat sich der Kenntnisstand verbessert, wenngleich auch heute die Fehlergrenzen noch groß sind. Aufgrund der Messungen wurde 1978 von einer Expertengruppe der International Atomic Energy Agency eine Dampfdruckkurve empfohlen. Bei 5000 K wurde als "sehr konservative Schätzung der Unsicherheit" ein Faktor 4 nach oben und unten angegeben.

Die Aussage in /6.21/, daß die Meßfehler etwa einen Faktor 2 (nach oben und unten) betragen, die Daten aber wegen Schwierigkeiten in der Interpretation nicht voll belastbar sind, ist damit konsistent, ebenso die Arbeit /6.22/, in der mehrere Dampfdruckkurven untersucht werden. In letzterer Arbeit unterscheiden sich die höchste und die niedrigste Kurve etwa um einen Faktor 5, so daß

die Abweichung von einer mittleren Kurve etwas größer als ein Faktor 2 ist. In diesen Arbeiten, die seit 1975 publiziert wurden, gibt es also keinen Widerspruch über Fehlergrenzen: je nach "Konservativität" kleiner oder etwas größer als ein Faktor 2, aber sicher nicht größer als ein Faktor 4. Die Tatsache, daß die meisten Messungen mit Uranoxid durchgeführt wurden, der Brüterbrennstoff aber Uran-Plutonium-Mischoxid ist, vergrößert den Unsicherheitsbereich nicht wesentlich über die angegebenen Grenzen, da der Brennstoff vorwiegend aus UO_2 besteht, und sich Plutoniumoxid thermodynamisch sehr ähnlich wie UO_2 verhält. Die angegebenen Fehlergrenzen sind wesentlich größer als die der Reaktivitätskoeffizienten, die bei 20-25% liegen. Viele Fachleute sind daher der Meinung, daß im Sinne des wissenschaftlichen Fortschrittes eine Verbesserung des Kenntnisstandes nötig ist, und die Forschungsarbeiten auf diesem Gebiet laufen in der Tat weiter /6.21/. Bewertet man jedoch den Wissensstand aus der Sicht der Disassemblyanalyse, dann zeigt sich, daß wegen der geringen Empfindlichkeit die Auswirkungen auf die Unsicherheiten in der Energiefreisetzung nicht gravierend sind. In der Tat ändert ein Faktor 2 im Dampfdruck die Energiefreisetzung nur um 10 - 20%. Darauf wird im nächsten Abschnitt näher eingegangen. Die Fachwelt ist sich deshalb weitgehend darüber einig, daß diese Unsicherheit akzeptabel ist /6.22/. Dazu kommt die Unsicherheit in der Wärmekapazität, die bei etwa 20% liegt und sich mit etwa 13% /6.4/ auf die Energiefreisetzung auswirkt. Der wichtigste Schluß aus dem gesagten ist, daß aus dem Fehler im Dampfdruck zusammen mit dem der Wärmekapazität /6.4/ eine Unsicherheit der Energiefreisetzung um etwa 30% folgt.

Die in den Analysen angegebenen Werte sind also nur innerhalb dieser Fehlergrenze belastbar. Im Gegensatz zu den Reaktivitätskoeffizienten, für die in den Analysen die ungünstigeren Werte verwendet wurden, liegen für den Dampfdruck mittlere Werte zugrunde, der Fehler kann sich nach beiden Richtungen hin auswirken. Da die Analysen jedoch gezeigt haben, daß die Energiefreisetzung weit genug unter der Grenze von 370 MJ liegt, folgt hieraus, daß eine Überschreitung der Grenze aufgrund von Fehlern in den Zustandsgleichungen auszuschließen ist.

6.2.2 Einfluß auf die Energiefreisetzung

Empfindlichkeitsstudien (Sensitivitätsstudien) wurden von verschiedenen Autoren durchgeführt /6.17/, /6.18/, /6.4/, /6.23/, /6.24/. Obwohl die Autoren verschie-

dene Reaktoren untersuchen und von verschiedenen Ausgangszuständen (Temperatur, Anfangsleistung, Anfangsreaktivität) ausgehen, kommen sie zu demselben Ergebnis: die Energiefreisetzung ist unempfindlich gegenüber Änderungen der Zustandsgleichung. Die drei ersten Arbeiten untersuchen die Abhängigkeit der in der Exkursion erzeugten bzw. im Brennstoff gespeicherten Energie von der Zustandsgleichung. Eine Erhöhung des Dampfdrucks um einen Faktor 2 führt zu einer niedrigeren Energieerzeugung (und umgekehrt). Die zugehörige Änderung der Energiefreisetzung liegt nach /6.17/ für einen 1000 MWe-Reaktor unter 20%, für bestimmte Bereiche der Dopplerkonstanten sogar wesentlich niedriger, nach /6.18/ für den amerikanischen Testreaktor FFTF bei 10-18%, nach Fröhlich für den SNR 300 (frischer Kern) bei 10-12%. Die Ergebnisse sind also konsistent.

Dagegen kommen die Autoren in /6.23/ und /6.24/, die beide den komplizierteren Zusammenhang zwischen Zustandsgleichung und mechanischer Energie untersuchen, zu etwas verschiedenen Ergebnissen. Bott /6.23/ untersucht Disassemblyvorgänge im amerikanischen Testreaktor FFTF. Er nimmt eine Rampe von 100 \$/s an, und definiert die mechanische Energie durch Ausdehnung auf 1 bar. Er findet nur eine extrem schwache Abhängigkeit der Energie vom Dampfdruck. Beim Übergang von der niedrigsten zur höchsten Dampfdruckkurve ("Menzies" zu "Ohse"), die sich um einen Faktor 5 unterscheiden, reduziert sich die Energie nur um 14%. Die Autoren schließen daraus, daß sich die Einflüsse der Zustandsgleichung in der Exkursionsphase und in der Entladephase weitgehend kompensieren.

Ostensen /6.24/ führt eine parametrische Studie durch, bei der die Reaktivitätsrampen systematisch, ohne Bezug zu einem mechanistischen Störfallablauf, variiert werden. Zugrunde liegt ein 1000 MW-Reaktor mit gut definierten Anfangsbedingungen (Brennstofftemperaturen: 3000 K und 3050 K). Die mechanische Energie wird durch Ausdehnung auf 26 m³ Schutzgasvolumen bestimmt. Dieser Wert ist jedoch für einen Reaktor von 1000 MW zu klein bemessen. Die beiden bei Bott genannten Dampfdruckkurven "Menzies" und "Ohse" werden als realistische untere und obere Grenze angesehen.

Ostensen findet, daß die von Bott gefundene, praktisch vollständige Kompensation der Einflüsse einer Änderung der Dampfdruckkurve in der Exkursionsphase und in der Expansionsphase (Faktor 5 im Dampfdruck bringt nur 14% in der Energie) für einen 1000 MW-Reaktor erst bei einer Rampe von etwa 200 \$/s auftritt.

Für die realistischen, wesentlich flacheren Rampen führt die höhere Dampfdruckkurve zu einer höheren mechanischen Energie, wobei im ungünstigsten Fall ein Faktor 1.9 auftritt. Der Autor schließt daraus, daß bei Verwendung einer mittleren Dampfdruckkurve die berechnete mechanische Energie mit einer Unsicherheit von etwa 30% behaftet ist.

Daraus kann auf den SNR 300 geschlossen werden, wenn man das Ergebnis von /6.4/ berücksichtigt, nach dem ein Faktor 2 in der Dampfdruckkurve den maximal in der Exkursion erreichten Druck nur um etwa 20% erhöht (Figur Seite 86 in /6.4/). Diese Abhängigkeit des Drucks, der ein grobes Maß für die Arbeitsfähigkeit darstellt, ist mit Sicherheit kleiner als in den von Ostensen untersuchten Fällen. Also ist auch die Unsicherheit im mechanischen Schadenspotential für den SNR 300 kleiner als die von Ostensen gefundene. Diese Schlußfolgerung ist übrigens zu erwarten, da der SNR 300 der Größe nach zwischen dem von Bott untersuchten FFTF und dem 1000 MW-Reaktor von Ostensen liegt. Aus den genannten Arbeiten ergibt sich also, daß eine Unsicherheit um 30 % auch für das mechanische Arbeitspotential eine vernünftige obere Abschätzung darstellt.

Im folgenden werden die Aussagen in der Bremer Vorlage zum Thema Zustandsgleichung im einzelnen kommentiert:

Aussage: "... da experimentelle Daten nur einen Temperaturbereich bis etwa 4500 °C abdecken, von dem auf etwa 7500 °C extrapoliert werden muß".

Stellungnahme:

Wie erwähnt, treten bei Disassembly-Simulationen maximale Brennstofftemperaturen um 5000 K auf. Im Bereich von 7500 K liegt die kritische Temperatur von UO_2 , das ist diejenige Temperatur, über der das Material nur noch in einer einzigen Phase (also nicht mehr flüssig und gasförmig) existieren kann. Die kritische Temperatur ist für theoretische Extrapolationen wichtig. Die Autoren der Bremer Vorlage verwechseln offenbar diese beiden Temperaturen.

Aussage in der Bremer Vorlage:

In einer Sensitivitätsstudie kommen Nicholson und Jackson zu folgenden Ergebnis-

sen: Die Unsicherheiten bezüglich des Druckaufbaus von Uranoxid liegen bei einem Faktor 10, daraus resultieren Unsicherheiten von 50% für die Energiefreisetzung bei der Exkursion (mit VENUS berechnet).

Stellungnahme:

Wie erwähnt, wurden die Dampfdruckmessungen bis 4500 K seit 1974 durchgeführt. Vorher war man auf die Extrapolation von Meßdaten im Bereich 2500 K (Menzies) angewiesen.

Die Zuverlässigkeit der Extrapolation konnte subjektiv sehr verschieden beurteilt werden. So hielt Edwards /6.17/ sie für gerechtfertigt und vertrat die Meinung, die Unsicherheiten liegen im Bereich eines Faktors 2. Andererseits fanden Nicholson und Jackson /6.18/ "die Unsicherheit ist sehr groß, möglicherweise ("perhaps") ein Faktor 10".

Die glatte Zahl 10 ist von den Autoren nicht weiter begründet worden und liegt zu hoch, da sie zu Inkonsistenzen mit Meßdaten im Bereich 2500 K führt. Die Aussage reflektiert aber die große Unsicherheit, die mit der damaligen weiten Extrapolation verbunden war. Inzwischen liegen Messungen bis 4500 K und die Empfehlung der IAEA vor, die nur etwa um 50% über der alten Extrapolation von Menzies liegt.

Zitat in der Bremer Vorlage:

"... die Energiefreisetzungen hängen nicht sonderlich stark von einer ganzen Reihe Parameter wie der Zustandsgleichung ab, über die wir ziemlich wenig wissen". (Jackson).

Stellungnahme:

In der "zitierten" Arbeit schreibt Jackson /6.20/, S. 34, 2. Abschnitt: "gute Genauigkeit wird erwartet, da der Dopplerkoeffizient gut bekannt ist", und einige Zeilen weiter: "Energiefreisetzungen sind nicht empfindlich auf einige der weniger gut bekannten ("more poorly known") Parameter, wie die Zustandsgleichung". Jackson sagt also aus, daß die Zustandsgleichung (Dampfdruck) weniger

gut bekannt ist als der Dopplerkoeffizient. In der Bremer Vorlage ist diese Aussage einmal sinnentstellend übersetzt ("Zustandsgleichung, über die wir ziemlich wenig wissen"), zum anderen unvollständig zitiert.

Zitat in der Bremer Vorlage:

Fauske schreibt, daß "... verbessertes Datenmaterial über die Zustandsgleichung von Atombrennstoff dazu führen könnte, daß ähnliche Probleme (gemeint sind Rekritikalitäten bei kleineren Reaktoren) auch für große Reaktoren relevant werden".

Stellungnahme:

Dies ist eine Nebenbemerkung in der Einleitung zu einer Arbeit /6.19/, die sich mit Strömungsformen und ihren Auswirkungen auf das Rekritikalitätsproblem befaßt. Fauske spricht von verbesserter Kenntnis über Inkohärenzen und Zustandsdaten, die dazu führen können, daß sich auch für große Reaktoren das Rekritikalitätsproblem stellt. Da nicht vom Ablauf einer Rekritikalität, sondern vom Potential für Rekritikalitäten die Rede ist, kann sinngemäß nicht der Dampfdruck gemeint sein. Vermutlich denkt Fauske an fluiddynamische Eigenschaften, die die Brennstoffbewegung nach dem Aufbrechen der Stäbe beeinflussen. Diese Nebenbemerkung ist unklar formuliert und wurde deshalb von den Autoren der Bremer Vorlage mißverstanden. Sie kann also nicht zu einer grundsätzlichen Aussage hochstilisiert werden.

In der Bremer Vorlage wird die Arbeit Edwards /6.17/ zitiert, in der hohe Energiefreisetzungen genannt werden. Um die Bedeutung der Zahlen zu verstehen, muß man beachten, daß hier in parametrischen Studien die Abhängigkeit der Energieerzeugung von Dopplerkonstante und Zustandsgleichung untersucht wird. Dabei werden, ausgehend von Temperaturen, wie sie beim Reaktorbetrieb vorliegen, variable Reaktivitätsrampen bis zu 190 \$/s postuliert, die keinem mechanistischen Unfallszenario zugeordnet werden können.

Die für die höheren Rampen angegebenen Energien (teilweise über 10000 MJ) haben also keine reale Bedeutung. Die Autoren betonen, daß ihre Methode überholt ist, weil erst aus einer Analyse der Einleitungsphase die physikalisch mögli-

chen Anfangsbedingungen für die Disassemblyphase abgeleitet werden können. Die Arbeit liefert jedoch einige wichtige Einsichten:

- die Abhängigkeit der Energie von der Dopplerkonstante sieht ähnlich aus wie bei Kluge /6.11/. Die Konsequenzen dieses Verhaltens für den SNR 300 wurde in einem früheren Abschnitt behandelt
- die Abhängigkeit der Energie von der Dampfdruckkurve wurde ebenfalls als Funktion der Dopplerkonstanten untersucht. Die Ergebnisse sind konsistent mit Nicholson /6.18/ und Fröhlich /6.4/, überdecken aber einen breiteren Parameterbereich. Die Arbeit trägt also zur Klärung wichtiger parametrischer Abhängigkeiten für die Disassemblyphase bei, obwohl mit teilweise unrealistischen Daten gearbeitet wird.

Zusammenfassend ist festzustellen: Aus dem derzeitigen Kenntnisstand über die Zustandsgleichung des Brennstoffs ergeben sich keine gravierenden Fehler in der Vorhersage der Energiefreisetzung bei einem Disassembly-Störfall. Mit einer Unsicherheit der Vorhersage im Bereich von 30% muß jedoch gerechnet werden. Dieser Feststellung wird in keiner der zitierten Arbeiten widersprochen. Quantitative Angaben, soweit sie heute noch gelten, sind innerhalb einer gewissen, durch subjektive Einschätzung bedingten "Bandbreite" untereinander verträglich. Qualitative Aussagen, die dieser Feststellung zu widersprechen scheinen (Fauske /6.19/, Jackson /6.20/), sind entweder aus dem Zusammenhang genommen oder sinnentstellend übersetzt.

6.2.3 Gültigkeit der Methodik des Programms KADIS

Aussage in der Bremer Vorlage:

KADIS enthält wie jedes diesbezügliche Computerprogramm viele nur grobe Modelle, Idealisierungen und Annahmen. Nur dadurch ist eine Simulation überhaupt möglich, da viele Phänomene entweder noch gar nicht ausreichend verstanden werden oder ihre adäquate Behandlung so kompliziert wäre, daß eine Einbindung in ein Programmsystem wie CAPRI-2/KADIS, mit dem der Anspruch erhoben wird, einen Unfall (TOP oder LOF) von Anfang bis Ende mechanistisch zu beschreiben, nicht in Frage kommt. Und zwar aus zwei Gründen: erstens, da die Kosten für eine der-

artige Simulation untragbar hoch würden, und zweitens, weil die heutige Computer-Generation nicht genügend Speicherplätze und Rechenkapazität besitzt.

Im wesentlichen sind diese Annahmen und Modelle:

- Das Kernmaterial wird während der Disassemblyrechnung als homogene, ideale Flüssigkeit betrachtet. Homogen bedeutet dabei, daß sich Brennstoff, Stahl und Natrium gleichmäßig durchmischt haben. Ideal ist eine Flüssigkeit, bei der innere Reibungskräfte, welche die Bewegung oder Strömung der Flüssigkeit beeinflussen, vernachlässigt werden.
- Der Reaktor heizt sich während der Exkursion adiabatisch auf, d.h. Wärmeaustausch mit der Umgebung wird nicht beachtet.

Stellungnahme:

Die obige Kritik sagt aus, daß das für die Disassembly-Simulation verwendete Programm KADIS so grobe Modelle enthält, daß eine adäquate Behandlung infrage gestellt ist. In der Tat sind die Modelle in KADIS stark vereinfacht. Bei den extrem schnellen Aufheizraten, wie sie in der Disassemblyphase auftreten, sind jedoch die Modellannahmen, z.B. adiabatische Aufheizung, Verhalten des Kernmaterials wie eine ideale Flüssigkeit, als gute Näherungen anzusehen. Dies folgt zunächst aus einfachen Abschätzungen, z.B. der Wärmeübergangsraten und der Brennstofftemperaturen bei Einsetzen der Materialbewegung. Darüberhinaus gibt es inzwischen das Programm SIMMER, das viel detailliertere Modelle enthält, und die kritisierten Vereinfachungen weitgehend vermeidet. Umfangreiche Vergleichsrechnungen zwischen VENUS-2, (das etwa dem KADIS-Programm entspricht) und SIMMER 1, die von Bott /6.25/ durchgeführt wurden, zeigten erwartungsgemäß, daß VENUS-2 für überpromptkritische Disassemblyvorgänge gute Ergebnisse liefert. Nur für unterpromptkritische Fälle, für die KADIS aber auch gar nicht eingesetzt wurde, ist die Modellierung nicht ausreichend.

Eine adäquate Behandlung von Disassembly-Störfällen ist also sehr wohl möglich, da die vereinfachenden Annahmen entweder gute Näherungen sind, oder pessimistisch angesetzt wurden. Dies ist das Vorgehen im Genehmigungsverfahren.

6.2.4 Einfluß von Spaltgasen auf den Druckaufbau in der Disassemblyphase

Aussage in der Bremer Vorlage:

Am Druckaufbau sind beteiligt: Brennstoffdampf, Natriumdampf und Spaltgasdruck. Dem Aufbau von Spaltgasdruck wird das Potential zugerechnet, den Kern relativ früh auseinanderzutreiben und so die Energiefreisetzung beträchtlich zu reduzieren gegenüber dem Fall der Vernachlässigung des Spaltgasdrucks. Die Freisetzung des Spaltgases wird in KADIS angenommen, wenn Brennstoff schmilzt. Dabei wird angenommen, daß es sich sofort im Gleichgewicht mit seiner Umgebung befindet. Jackson hat jedoch gezeigt, daß schon sehr kleine Verzögerungen dieses Vorgangs (die sehr leicht möglich sind), die Wirkung des Spaltgases bezüglich der Verringerung der berechneten Energiefreisetzung zunichte machen /6.26/.

Stellungnahme:

Es ist richtig, daß bei einer isolierten Betrachtung der Disassembly-Phase der Spaltgasdruck durch eine Verzögerung in der Freisetzung für die Disassembly unwirksam wird. Deshalb wurde der Spaltgasdruck in KADIS bisher nur bei parametrischen Untersuchungen, nicht aber bei den Analysen für das Genehmigungsverfahren berücksichtigt.

6.3 Punktkinetik

Die Reaktivität hängt von der geometrischen Anordnung und der Temperatur der Reaktormaterialien im Kernbereich ab. Im Punktkinetikmodell wird die Reaktivität nach einer Näherung berechnet, die als Störungstheorie bekannt ist. Sie geht davon aus, daß kleinere Änderungen in die Materialverteilung bzw. in den Temperaturen zwar die Reaktivität stark beeinflussen, daß dabei aber die räumliche Neutronenflußverteilung weitgehend erhalten bleibt. Solche Änderungen sind z.B. Natriumsieden, Erhöhung der Brennstofftemperatur, Bewegung kleiner Mengen Brennstoff. Die Störungstheorie versagt dagegen bei größeren, insbesondere asymmetrischen Steuerstabbewegungen, weil es dabei zu wesentlichen Verwerfungen in der Flußverteilung kommt. Es ist bekannt, daß sich Änderungen in der Konfiguration umsomehr auf die Flußverteilung auswirken, je größer der Reaktor-

kern ist. Als groß in diesem Sinne sind Reaktoren der Klasse ab 1000 MWe anzusehen. Dagegen ist der Kern des SNR 300 recht klein und es ist zu erwarten, daß Punktkinetik für die Störfallanalyse eine gute Näherung darstellt, solange keine massiven Brennstoffbewegungen auftreten.

Dies gilt also bei den für das Genehmigungsverfahren durchgeführten Simulation der Einleitungsphase eines Kühlmitteldurchsatzstörfalles mit den Programmen CAPRI /6.4/ oder SAS /6.8/, sowie für die KADIS-Simulationen der Disassemblyphase bis kurz nach dem nuklearen Abschalten. Übrigens arbeiten die Programme mit einer verbesserten Störungstheorie, die bereits an die Erfordernisse der Störfallanalyse angepaßt ist. So wird z.B. die Dopplerreaktivität ortsabhängig durch Interpolation zwischen den Fällen mit und ohne Natrium ausreichend genau bestimmt.

In der Bremer Vorlage /6.5/ wird die Anwendbarkeit der Punktkinetik für die Störfallanalyse an mehreren Stellen angezweifelt (S. 990, 1009). Es wird behauptet, daß die Energiefreisetzung wesentlich unterschätzt werden kann. Die Autoren berufen sich auf verschiedene Literaturstellen, von denen jedoch keine einzige auf den SNR 300 anwendbar ist, weil entweder asymmetrische Störungen in großen Reaktoren untersucht werden, oder überhaupt von anderen Reaktortypen die Rede ist. Die oben behauptete Gültigkeit der Punktkinetik wird davon nicht berührt. Andererseits ist jedoch bekannt, daß die Störungsrechnung die Tendenz hat, Reaktivitäten zu unterschätzen. Deshalb wurde für gewisse Schlüsselfälle der Fehler durch Punktkinetik durch Vergleich mit genaueren Methoden quantitativ untersucht. Solche Untersuchungen wurden von Evrard /6.27/ für den SNR 300, und von Väth /6.28/ für einen Reaktor von 2000 MW publiziert. Beide Arbeiten zeigen, daß der Fehler durch Punktkinetik für diese Fälle in recht engen Grenzen liegt.

Zunächst soll auf die Gültigkeit der Punktkinetik in der Analyse der Disassemblyphase näher eingegangen werden. Die nukleare Abschaltung in dieser Phase erfolgt bereits nach einer Materialbewegung von wenigen cm. Die Voraussetzungen für die Störungstheorie sind also erfüllt. Bei KfK wurden zur Überprüfung der von dem Disassembly-Programm KADIS berechneten Abschaltreaktivitäten genauere Rechnungen sowohl mit Diffusions- als auch mit Transporttheorie durchgeführt. Dabei zeigte sich einmal, daß die Störungstheorie bis zum nuklearen Abschalt-

zeitpunkt gut anwendbar ist, außerdem aber auch, daß für den Anfang der danach einsetzenden Expansionsphase, bis zu einer Unterkritikalität von ca. 10 \$, das Programm KADIS die Abschaltwirkung unterschätzt, also konservative Ergebnisse liefert /6.35/, /6.36/.

Im folgenden werden die für die Anwendbarkeit der Punktkinetik relevanten Arbeiten kommentiert:

Die Autoren der Bremer Vorlage führen die Arbeit von Bleiweis /6.29/ an, in der drei verschiedene Diassemblyprogramme für einen 1000 MWe-Reaktor verglichen werden: die Programme VENUS II und VENUS III werden anhand des detaillierteren Programmes FX2POOL getestet. Zunächst interessiert der Vergleich mit VENUS II, da dies die etablierte, mit KADIS direkt vergleichbare Version ist. FX2POOL enthält eine weiterentwickelte Neutronenkinetik, aber auch Verbesserungen im Thermodynamikmodell. Die Unterschätzung der Energie durch VENUS II ist gering, und außerdem nach Bleiweis teilweise auf das Thermodynamikmodell zurückzuführen, so daß man dieses Ergebnis als Bestätigung für die Gültigkeit der Punktkinetik in VENUS II auffassen kann. Die Unterschätzung durch das damals neu entwickelte VENUS III ist erheblich größer, und nach Bleiweis durch eine inadäquate Berechnung der Brennstoffreaktivität zu erklären. Diese Arbeit bestätigt also die Anwendbarkeit von VENUS II (und damit auch von KADIS).

Zitierte Arbeit von Jackson /6.30/:

Jackson untersucht den Fehler des Punktkinetikmodells für asymmetrische Reaktivitätsstörungen in einem großen Reaktor. Er findet, daß für eine Störung, die etwa einer Rampe von 10 \$/s entspricht, die Leistungsspitze um ca. 20% unterschätzt wird. Außerdem verlängert die Punktkinetik den Zeitmaßstab des Leistungsanstiegs. Jackson betont, daß es sich dabei um obere Grenzen für die Flußverwerfung durch stark asymmetrische Störungen bei großen Reaktoren der 1000 MW-Klasse handelt. Für den SNR 300 kann man daraus nur schließen, daß der Fehler auf alle Fälle wesentlich kleiner ist.

Als relevante Vergleichsgröße sollte übrigens nicht die Leistungsspitze, sondern die in der Exkursion erzeugte Energie verwendet werden, die eine direkte Bedeutung für das Schadenspotential eines Störfalles hat. Die Energie ist weni-

ger empfindlich auf die Punktkinetiknäherung als die Leistungsspitze. In der Bremer Vorlage werden die beiden Größen offensichtlich nicht auseinandergelassen, da von "Energiezuwachs" die Rede ist, obwohl Jackson nur Leistungsverläufe angibt. Jackson untersucht außerdem eine "verbesserte Punktkinetiknäherung", bei der die Reaktivität mit der Flußverteilung zu dem Zeitpunkt bestimmt wird, wo der Reaktor promptkritisch wird. Mit dieser Verbesserung wird der Fehler auf einen kleinen Bruchteil reduziert. Dieses Vorgehen ist praktisch das in /6.27/ angewandte, das der Absicherung der Punktkinetik für den SNR 300 diene.

Zitierte Arbeiten von Johnson /6.31/ und Yasinski /6.32/:

Beide Arbeiten behandeln Reaktivitätsstörungen in thermischen Reaktoren, wobei die Neutronik ganz anders gelagert ist als in einem schnellen Reaktor. Qualitativ geht es wieder um die nun schon nicht mehr verwunderliche Aussage, daß in großen Reaktoren Punktkinetik nicht adäquat ist. Für den SNR 300 gilt diese Aussage aber nicht.

Arbeit von Evrard /6.27/:

Evrard verbessert die Punktkinetiknäherung bei der Analyse eines energetisch verlaufenden Kühlmitteldurchsatzstörfalles im SNR 300. Für die Einleitungsphase wird das Programm CAPRI, für die Disassemblyphase KADIS verwendet. Bei der Übergabe an KADIS, also kurz vor Erreichen des promptkritischen Zustandes, werden die Reaktivitätskoeffizienten neu berechnet. Dies stellt einen ersten Schritt in Richtung auf von Jackson /6.30/ vorgeschlagene "verbesserte Punktkinetik" dar. Evrard findet, daß sich dadurch die im geschmolzenen Brennstoff gespeicherte Energie nur um 2.7% erhöht. Daraus folgt, daß der Mehraufwand einer Neuberechnung der Koeffizienten nicht nötig ist. Die genannte Zahl stellt zwar nur einen Teil des Fehlers durch die Punktkinetik dar, zeigt aber deutlich, in welcher Größenordnung die Fehler liegen.

Arbeit von Väh /6.28/:

Die Analyse eines Kühlmitteldurchsatzstörfalles wird einmal mit dem Punktkinetikmodell, zum anderen mit einem aufwendigeren ortsabhängigen Kinetikmodell (adiabatische Methode) durchgeführt. Zugrunde liegt ein Entwurf für einen 2000

MWe-Reaktor, der etwa den 2,5-fachen Radius des SNR 300 hat. Ortsabhängige Effekte sind also in diesem Fall ungleich wichtiger als im SNR 300.

Für die Analyse der Einleitungsphase wurde das Programm KINTIC-2 verwendet, das beide Kinetikmodelle enthält. Der deutliche Einfluß des Punktkinetikmodells besteht darin, daß der Zeitmaßstab des Störfallablaufs um etwa 10% verlängert wird. Dies ist eine Folge der Unterschätzung der Reaktivitätseffekte, z.B. des Voideffekts. Dagegen ist der Einfluß auf die Energiefreisetzung nur geringfügig. Die an KINTIC-2 anschließende Analyse der Diassemblyphase mit KADIS führt zu einer Überschätzung der gesamten Energieerzeugung um etwa 10% durch die Punktkinetik.

Schlußfolgerung:

Aus den genannten Arbeiten folgt, daß der Fehler in der Energiefreisetzung beim SNR 300 durch Anwendung des Punktkinetikmodells jedenfalls kleiner als 10% ist. Im Gegensatz zu der Behauptung in der Bremer Vorlage ist also dieses Modell für die durchgeführten Störfallanalysen ausreichend genau, und der mit einer genaueren ortsabhängigen Behandlung der Neutronenkinetik verbundene Mehraufwand ist nicht nötig.

Anmerkung:

Analysen für das Genehmigungsverfahren wurden im wesentlichen mit den Programmen CAPRI oder SAS (Einleitungsphase) und KADIS (Diassemblyphase) durchgeführt. Sie verfolgen den Störfallverlauf bis zur nuklearen Unterkritikalität. Dafür sind nur relativ kleine Materialbewegungen erforderlich, die mit dem Punktkinetikmodell ausreichend genau analysiert werden können.

Andererseits sind längerfristige Forschungsarbeiten im Gange, die sich u.a. zum Ziel gesetzt haben, die Vorgänge in der Übergangsphase in größerem Detail zu untersuchen. Dabei können in der Phase nuklearer Unterkritikalität relativ langsam ablaufende Abschmelz- und Fließvorgänge auftreten, die zu größeren Materialumverteilungen führen. Diese Vorgänge können mit dem noch nicht voll verifizierten Code SIMMER /6.33/ analysiert werden. Es ist klar, daß dafür das Punktkinetikmodell nicht mehr ausreichend ist. SIMMER kann die Reaktivität mit Diffusions- oder mit der genaueren Transporttheorie rechnen.

Im Rahmen einer experimentellen Verifikation des SIMMER-Codes wurden an kritischen Anordnungen im ANL Reaktivitätsänderungen durch größere Materialumverteilungen gemessen /6.34/. So wurde z.B. der gesamte Brennstoff aus dem mittleren Kernbereich nach oben oder unten verschoben, ein Vorgang, der einer Entladung von Kernmaterial ähnlich sieht, allerdings die Massenbewegung übertreibt ("slump out"). Dabei wurde stets ein Reaktivitätsverlust festgestellt. Andererseits wurde gefunden, daß die Diffusionstheorie den Reaktivitätsverlust überschätzt, d.h. eine nicht konservative Abschätzung liefert. Mit Transporttheorie wurden die Reaktivitätsänderungen sehr viel besser reproduziert, überdies liegen die Abweichungen auf der konservativen Seite.

6.4 Zusammenfassung

1. Die für den Verlauf eines Kühlmitteldurchsatzstörfalls ohne Schnellabschaltung wichtigsten Reaktivitätskoeffizienten, nämlich der Natrium-Void-Koeffizient und der Dopplerkoeffizient, sind mit Unsicherheiten von ca. 25% bzw. ca. 20% behaftet. Für die Störflalanalysen werden pessimistische Werte für diese Koeffizienten verwendet, das heißt Werte, die am ungünstigen Ende des Unsicherheitsbereiches liegen. Die in der Bremer Vorlage erwähnten Einflüsse auf den Dopplerkoeffizienten sind entweder unbedeutend ("Chilling", Entmischung), oder sie werden voll in den Analysen berücksichtigt (Schmelzwärme). Eine wesentliche Unterschätzung der freigesetzten Energie auf Grund der Unsicherheiten in der Reaktivitätskoeffizienten ist deshalb ausgeschlossen. Die in der Bremer Vorlage ausgedrückte Sorge, daß die Störfallsimulation durch solche Unsicherheiten maßgeblich verfälscht werden könne, ist damit gegenstandslos.
2. Die für einen energetisch verlaufenden Störfall berechnete Energie hängt u.a. von der Zustandsgleichung des Brennstoffs, insbesondere von der Dampfdruckkurve, ab. Die Unsicherheit im Dampfdruck liegt zwischen einem Faktor 2 und 4, ist also wesentlich größer als die der Reaktivitätskoeffizienten. Sie bewirkt aber in der Berechnung der mechanischen Energiefreisetzung eine Unsicherheit von nur etwa 30%, da die Empfindlichkeit der berechneten Energie auf Änderungen in der Zustandsgleichung sehr gering ist. Obwohl im Sinne des wissenschaftlichen Fortschritts eine verbesserte Kenntnis der Zustandsgleichung wünschenswert ist, sind sich die Fachleute weitgehend darüber einig, daß der Kenntnisstand für Störfallanalyse adäquat ist.

3. Die Grenzen der Leistungsfähigkeit des Punktkinetikmodells sind aus der Fachliteratur und aus eigenen Erfahrungen bei KfK recht gut bekannt. Bei den Störfallanalysen für den SNR 300 wurde das Modell in dem Bereich eingesetzt, in dem es erfahrungsgemäß gültig ist; die Gültigkeit wurde durch zusätzliche Untersuchungen bestätigt. Diese Aussage ist konform mit den aus der Fachliteratur bekannten Ergebnissen.

6.5 Literaturverzeichnis

- /6.1/ G. Angerer et al.
Critical Discussion of Some Important Topics in Fast
Reactor Safety Analysis,
Fast Reactor Safety Meeting, Beverly Hills, 1974
CONF-740401
- /6.2/ H. Küsters et al.
Progress in Fast Reactor Physics in the Federal Republic
of Germany,
KfK 1632, (1973)
- /6.3/ R.A. Bennett
Status of Safety Related FFTF Neutronics Parameters
Intern. Meet. on Fast Reactor Safety and Related Physics,
Chicago 1976, CONF-761001
- /6.4/ R. Fröhlich et al.
Analyse schwerer hypothetischer Störfälle für den SNR 300
Mark 1A-Reaktorkern
KfK 2310 (1976)
- /6.5/ Arbeitsgruppe Schneller Brüter an der Universität Bremen:
Nukleare Exkursionsunfälle im SNR 300
Materialband 3 zum Bericht der Enquête-Kommission
"Zukünftige Kernenergiepolitik", Vorlage IV/K/10, Drucksache 8/4341
Deutscher Bundestag (1980), S. 905, ff
- /6.6/ G. Heusener et al.
Analysis of Hypothetical Accidents for the SNR 300
Conf. on Eng. of Fast Reactors for Safe and Reliable Operation
Karlsruhe, 1972

- /6.7/ R. Fröhlich et al.
Analysis of Transient Overpower Accidents for the SNR 300
Mark 1 and Mark 1A-Core
KfK 2115, 1975
- /6.8/ P. Royl et al.
Untersuchungen zu Kühlmitteldurchsatzstörfällen im abge-
brannten Mark 1A-Kern des Kernkraftwerks Kalkar
KfK 2845, (1979)
- /6.9/ R. Wilson
Physics of Liquid Metal Fast Breeder Reactor Safety
Rev. Modern Physics 49, 1977
- /6.10/ R.A. Meyer, B. Wolfe
Fast Reactor Meltdown Accidents using Bethe-Tait-Analysis
Advances in Nuclear Science and Technology,
Vol. 4, (1968)
- /6.11/ F.G. Kluge, K. Thurnay
Theoretische Behandlung von denkbaren schweren Unfällen bei
Schnellen Brutreaktoren im Rahmen des Bethe-Tait-Modells
KfK 1057, (1969)
- /6.12/ G. Heusener et al.
Analysis of Hypothetical Accidents for the SNR 300
Conf. on Eng. of Fast Reactors for Safe and Reliable Operation
Karlsruhe, 1972
- /6.13/ L. Davis et al.
The Effects of Fuel Chilling on Doppler-Controlled Fast
Reactor Accidents
Trans. Am. Nucl. Soc. 13, 648 (1970)

/6.14/ J. Benecke

Questions about the Safety of Liquid Metal Fast Breeder Reactors
Kolloquium der "Groupe de Bellerive", anlässlich "Energie et
Societe", Paris, Sept. 1981

/6.15/ W. Breitung

Einfluß der Brennstoffporosität und der Brennstabparameter
auf die radiale Uran-Plutonium-Entmischung in Reaktor-
brennstäben,
Journal of Nucl. Materials 81, 41 (1979)

/6.16/ L. Barleon, E.A. Fischer

Small Sample Doppler Effect Measurements and their Inter-
pretation in Fast Reactor Spectra
Nucl.Sci.Eng. 47, 247 (1972)

/6.17/ A.G. Edwards, D.J. Mather

The Contribution of Bethe-Tait-Analysis to the Assessment of
Fast Reactor Safety,
Conf.on Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable
Operation, Karlsruhe 1972

/6.18/ R.B. Nicholson, J.F. Jackson

A Sensitivity Study for Fast Reactor Disassembly Calculations
ANL 7952, (1974)

/6.19/ H.K. Fauske

The Importance of Dispersal and Fluidization in Assessing
Recriticality in LMFBR Core Disruptive Accidents
Trans. Am. Nucl. Soc. 21, 283 (1975)

/6.20/ J.F. Jackson, J.E. Boudreau

Disassembly Energy Release for Mechanical Damage Evaluation
Nucl.Eng. and Design 42, 1 (1977)

- /6.21/ M. Bober, E.A. Fischer
Zustandsgleichung oxidischer Kernbrennstoffe für die Analyse
von Störfällen in schnellen Brutreaktoren
KfK Nachrichten, Jahrgang 13, 1-2/81, S. 88
- /6.22/ J.F. Jackson et al.
The Influence of Equation of State Uncertainties on
Fast Reactor Disassembly Calculations
Trans. Am. Nucl. Soc. 22, 368, (1970)
- /6.23/ T.F. Bott, J.F. Jackson
The Influence of Equation of State Uncertainties on Fuel
Vapor Expansion Work Energy Calculations
Trans. Am. Nucl. Soc. 26, 367 (1977)
- /6.24/ R.W. Ostensen
A Sensitivity Study on the Damage Potential of an LMFBR
Core Disassembly
Nucl. Technology 43, 301 (1979)
- /6.25/ D.H. Barker et al.
Improvement and Verification of Fast Reactor Safety
Analysis Techniques
Progress Report der Brigham Young University, Utah,
COO-2571-8 (1977)
- /6.26/ J.F. Jackson, A.M. Eaton
Pressurization Rate Effects in Irradiated Core
Disassembly Calculations
Trans. Am. Nucl. Soc. 22, 370 (1970)
- /6.27/ G. Evrard et al.
Influence of Improved Data Transfer to the Disassembly
Phase for Whole Core Accident Analysis of the SNR 300
Reaktortagung des Deutschen Atomforums 1975, Seite 129

- /6.28/ L. Váth
Effects of Space Dependent Kinetics on the Predisassembly Phase
of a Loss-of-Flow Hypothetical Accident in a 2000 MWe-LMFBR
KfK 3043, (1981)
- /6.29/ P. Bleiweis et al.
A Comparison of Three Disassembly Models for a
1000 MWe Breeder Reactor
Trans. Am. Nucl. Soc. 22, 371, (1975)
- /6.30/ J.F. Jackson, W.E. Kastenberg
Space-Time Effects in Fast Reactor Dynamics
Nucl.Sci. and Eng. 42, 278, (1970)
- /6.31/ S.O. Johnson
Effects of Flux Shape Changes on Power Excursion Behavior
Trans. Am. Nucl. Soc. 8, 221, (1965)
- /6.32/ J.B. Yasinski
On the Use of Point Kinetics for the Analysis of Rod
Ejection Accidents
Nucl. Sci. and Eng. 38, 241, (1970)
- /6.33/ L.L. Smith
SIMMER II - A computer program for LMFBR disrupted core analysis
LA-7515-M (1980)
- /6.34/ S.V. Bhattacharyya et al.
A Critical Experimental Study of Integral Physics Parameters
in Simulated Liquid Metal Fast Breeder Reactor Meltdown Cores
Nuclear Technology 46, 517 (1979)

- /6.35/ W. Maschek
Unveröffentlichter Bericht (1976)
- /6.36/ D. Thiem
Unveröffentlichter Bericht (1976)
- /6.37/ H. Kleykamp
The Chemical State of Irradiated Uranium-Plutonium Oxide Fuel Pins
Proc. International Conference on Fast Breeder Reactor Fuel
Performance, Monterey, USA, 1979

7. Bewertung der von R.E. Webb durchgeführten Unfallbetrachtungen

7.1 Rekritikalitätsunfall durch Zusammenfallen von Brennstoffteilen

Das Störfallszenario, daß diesem Rekritikalitätsunfall zugrunde liegt wird in der Kommissionsvorlage der Forschungsgruppe Schneller Brüter (Bremer Vorlage /7.10/) folgendermaßen zusammengefaßt:

Zitat aus Bremer Vorlage, Seite 1026:

Durch den Ausfall der Kühlung heizt sich das Natrium auf und verdampft aus dem Reaktorkern. Daraufhin erfolgt ein Zusammenschmelzen der heißesten Brennstäbe. Die folgende Leistungsexkursion treibt einen Teil des Brennstoffs aus dem Kern. Webb untersucht den Fall, daß die nach oben ausgetriebene Brennstoffmasse von den kälteren Strukturen des oberen axialen Brutmantels oder durch das in dieser Zone noch flüssige Natrium abgebremst wird, zum Stillstand kommt und durch die Gravitationskraft zurück in den Kern fällt. Webb nimmt an, daß, bevor der Brennstoffteil den Kern wieder erreicht, der Restkern aufgrund der Nachwärme so weit zusammengeschmolzen ist, daß er wieder kritisch ist. Unter der Annahme einer Fallhöhe von 50 cm und eines zurückfallenden Brennstoffanteils von 5% des Core-Inventars berechnet Webb eine Reaktivitätsrampe von 109 \$/s und eine draus resultierende mechanische Energie von 2700 MWs. Eine Erhöhung des Brennstoffanteils auf 15% erhöht die Reaktivitätsrampe auf 327 \$/s und führt zu einer mechanischen Energie von 19 000 MWs /7.1/.

Stellungnahme:

Die Rekritikalitäten durch Brennstoffkompaktion im Kernbereich wurden ausführlich im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für den SNR 300 analysiert und diskutiert. Das Ergebnis war, daß für energetische Grenzfälle mechanische Energiefreisetzung bis etwa 100 MJ erwartet werden müssen. Es besteht damit ein ausreichender Sicherheitsabstand zum Auslegungswert des SNR-300 von 370 MJ.

Eingehend auf das vorher beschriebene Rekritikalitätsszenario in der Bremer Vorlage soll nochmals erwähnt werden, daß es erst dann zu einer heftigen Leistungsexkursion kommen kann, wenn durch Kernmaterialbewegung prompt-kritische Reaktivitätszustände erreicht werden. Wenn aber prompte Kritikalität erreicht wird, setzt ziemlich schnell Kernmaterialbewegung ein, welche die Kernmaterialkonfiguration mechanisch auseinandertreibt und nuklear abschaltet. Die die Reaktivitätsrampe generierende kompaktive Materialbewegung wird also in eine dispergierende Materialbewegung umgekehrt.

Nimmt man nun das beschriebene Szenario und läßt einen Teil des Brennstoffes aus dem Brutmantel in den Kern fallen, der (und das ist wichtig!!) bereits wieder kritisch ist, so wird man den fallenden Brennstoffanteil nicht sehr nahe an die bereits kritische Restmasse heranbekommen, um eine starke neutronische Kopplung (also eine hohe Reaktivitätszunahme/cm = Reaktivitätsgradient von 0.35 $\$/cm$) zu bekommen, da vorher bei kleinerem Reaktivitätsgradienten schon prompte Kritikalität erreicht wird. Da die kritische Restmasse im Kern einer Höhe von 30 cm entspricht, müßte aber bei 96 cm Corehöhe und einer Fallhöhe von 50 cm eine Annäherung auf 16 cm möglich sein. Dies ist physikalisch unmöglich bei den von Webb selbst angegebenen Randbedingungen.

Eine Annäherung auf 16 cm mit hoher neutronischer Kopplung wäre nur möglich, wenn die ursprüngliche Materialkonfiguration stark unterkritisch und kompaktiert wäre. Die dann berechneten Energiefreisetzen lägen allerdings um Größenordnungen unter den von Webb angegebenen, da durch Einphasendruckaufbau das Kernmaterial rasch dispergieren und den Reaktor nuklear abschalten würde.

Zudem ist wie in /7.6/ ausführlich gezeigt wurde, der von Webb angegebene Zusammenhang von Reaktivitätsrampe und mechanischer Energiefreisetzung grob falsch. Zusätzlich verwendet Webb dieselbe Relation zwischen den beiden Größen für völlig verschiedene Materialkonfigurationen, was natürlich nicht statthaft ist.

Wegen der Nähe des Siedepunktes des Stahls zum Schmelzpunkt des Brennstoffes können aber kompaktierte Brennstoff/Stahlmassen nur kurzzeitig transient existieren, während i.a. durch Stahlsiedeprozesse nichtkompaktierte Materialkonfigurationen auftreten werden. Nimmt man für die Rechnung also eine nichtkompaktierte (siedende) und unterkritische Materialkonfiguration an, so würde prompte Kritikalität bei geringerer Fallhöhe (da nun ja die Restmassen Leervolumen (Void) enthalten müssen und eine größere Höhe besitzen) und kleineren Reaktivitätsgradienten (wegen des Leervolumens) erreicht und die Reaktivitätsrampe wäre kleiner, allerdings die Energiefreisetzung, bezogen auf die Rampenhöhe größer (siehe z.B. /7.9/ im Genehmigungsverfahren des SNR-300).

Warum Webb reinen Brennstoff in den Kern zurückfallen läßt und eine Entmischung von Brennstoff und Stahl annimmt, wird nicht begründet. In Wirklichkeit werden die Reaktivitätsgradienten beim Wiedereintritt von Kernmaterial nicht nur durch den vorhandenen Stahl und das notwendigerweise vorhandene Leervolumen, sondern auch durch eintretendes Brutmaterial (zusätzlicher Neutronenabsorber) reduziert (siehe /7.9/).

Die hier aufgezeigten Widersprüche müssen bei der Bewertung des Szenarios berücksichtigt werden.

7.2 Rekritikalitätsunfall durch druckgetriebene Brennstoffverdichtung

R.E. Webb beschreibt in dem ersten Teil seines Gutachtens einen Störfallverlauf, der ähnlich dem unter 7.1 diskutierten "Rekritikalitätsunfall durch Zusammenfallen von Brennstoffteilen" ablaufen soll. Der wesentliche Unterschied ist, daß die Geschwindigkeit der Brennstoffmassen durch eine postulierte BNR am oberen Kernrand erhöht wird. Webb errechnet Geschwindigkeiten zwischen 2.58 m/sec und 7.7 m/sec. Mit den von ihm verwendeten Rechenmethoden errechnet er schließlich mechanische Energien zwischen 38000 MWs und 220 000 MWs.

In /7.6/ wurden von der KfK sowohl die Methoden von R.E. Webb als auch speziell der hier angesprochene Störfallverlauf ausführlich bewertet. Es erscheint nicht notwendig, diese Bewertung an dieser Stelle in vollem Umfang zu wiederholen. Daher beschränken wir uns auf eine Wiederholung der dort wiedergegebenen Zusammenfassung.

Zitat /7.6/ Seite 44/45:

1. Aus der Gegenüberstellung von Ergebnissen detaillierter Analysen der Einleitungsphase von Kühlmitteldurchsatzstörfällen und von Annahmen, die im Gutachten von R.E. Webb gemacht werden, ist ersichtlich, daß der postulierte Störfallablauf aus prinzipiellen Gründen des neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Verhaltens im SNR-300 unmöglich ist.

2. Das von R.E. Webb entwickelte Verfahren, thermische bzw. mechanische Energiefreisetzen zu berechnen, ist falsch. Die von R.E. Webb als Basis verwendeten Ergebnisse von R.A. Meyer und B. Wolfe wurden für Fälle erhalten, die mit den von R.E. Webb postulierten Störfällen nichts gemein haben. Darüber hinaus entspricht das 1965 von R.A. Meyer und B. Wolfe verwendete approximative Lösungsverfahren nicht mehr dem heutigen Kenntnisstand. Die verwendete lineare Extrapolation der von R.A. Meyer und B. Wolfe ermittelten Ergebnisse auf sehr große Reaktivitätsrampen ist falsch.
3. Die von R.E. Webb erhaltenen Ergebnisse für thermische Energiefreisetzen wurden mit Ergebnissen verglichen, die aus der Literatur bekannt sind. An singulären Punkten sehr kleiner Reaktivitätsrampen ist in Einzelfällen eine vertretbare Übereinstimmung festzustellen. Dies ist aber wegen der von R.E. Webb entwickelten fehlerhaften Methodik reiner Zufall. Bei Vergleichen über größere Parameterbereiche treten sehr schnell Unterschiede in Größenordnungen im Vergleich zu den aus der Literatur bekannten Werten auf. Hieraus folgt, daß auch im Sinne einer groben Näherung der Webb'sche Extrapolationsmechanismus nicht akzeptabel ist.
4. In den von R.E. Webb postulierten Störfällen wird angenommen, daß eine Brennstoff-Natrium-Reaktion in der Nähe der Oberkante des Kernbereichs stattfindet. Dies ist falsch, da sich in einem aufgesiedeten Kern in diesen Kernbereichen zu diesem Zeitpunkt kein flüssiges Natrium mehr befindet. Darüber hinaus entspricht die Behandlung der Brennstoff-Natrium-Reaktion in dem Gutachten von R.E. Webb nicht dem heutigen Kenntnisstand. Die Aussagen zur Zusammensetzung der Kernmaterialmischung, die unter Umständen mit flüssigem Natrium in Kontakt kommen kann, ist falsch. Ein kohärenter Kontakt von kompaktem flüssigen Brennstoff mit flüssigem Natrium ist in einer Brennelementgeometrie in der von R.E. Webb angenommenen Art und Weise nicht möglich. Eine Vielzahl von Experimenten zur thermischen Wechselwirkung im System Brennstoff-Natrium zeigt, daß es keine experimentelle Basis für die von R.E. Webb zugrundegelegten hohen Drücke als Folge einer thermischen Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Natrium gibt. Die von R.E. Webb getroffenen Annahmen zur Beschreibung der Auswirkungen einer Brennstoff-Natrium-Reaktion sind daher falsch.

Auf der Grundlage dieser Argumente kommt man zu der Schlußfolgerung, daß die von R.E. Webb ermittelten Ergebnisse für die Sicherheitsdiskussion des Kernkraftwerks Kalkar als irrelevant anzusehen sind. Die von R.E. Webb gezogenen Schlußfolgerungen über Radioaktivitätsfreisetzungen an die Umgebung entbehren damit jeder Grundlage und sind als falsch einzuordnen.

7.3 Rekritikalitätsunfall durch eine lokale exzentrische Brennstoffdampfexplosion

Das Störfallszenario, das dieser exzentrischen "Brennstoffdampfexplosion" zugrunde liegt, wird in der Bremer Vorlage folgendermaßen zusammengefaßt:

Zitat aus "Bremer Vorlage", Seite 1028:

Rekritikalität durch eine Exkursion am Rande des Cores

Es wird hier der denkbare Fall untersucht, daß vor dem Eintreten des Kühlmitteldurchsatzstörfalles eine lokale Zone am Rande des Kerns schon geringfügig heißer als der Rest des Cores ist. Dies ist z.B. dann der Fall, wenn Brennelemente teilweise blockiert sind.

Wenn das Natrium aus dem Core auskocht, werden die teilweise blockierten Kühlkanäle aufgrund der verringerten Wärmeabfuhr schneller aussieden als der Rest des Kerns. Dadurch wird dort der Brennstoff schon verdampfen, wenn der Restkern noch im Schmelzen begriffen ist. Es wird sich dann durch die Exkursion an der lokalen Stelle eine Brennstoffdampfblase ausdehnen. Da der radiale Brutmantel nicht überhitzt ist und das Natrium nicht aus dieser Zone ausgesiedet ist, ist dort ein hoher Widerstand gegen die Ausbreitung der Dampfblase vorhanden. Sie wird sich deshalb hauptsächlich in Richtung des weichen, teilweise geschmolzenen Cores ausdehnen. Dabei drückt sie den Brennstoff des Restkerns zusammen. Ausgehend von einer einleitenden Reaktivitätsrampe von 8 \$/s kommt Webb zu mechanischen Energien von 5000 MWs bis 24 000 MWs /7.1/.

Eine Blockade von einigen Brennelementen kann schon vor dem Unfall bestehen. Eine geringfügige lokale Temperaturerhöhung hat grundsätzlich keine Beeinträchtigung des Normalbetriebs zur Folge. Es ist somit denkbar, daß solche Störungen nicht beachtet werden, bzw. eine automatische Reaktorabschaltung verhindert wird, um z.B. aus betriebswirtschaftlichen Gründen bis zum nächsten Brennelementwechsel zu warten.

Eine solche Blockade kann während eines Unfalls anderen Ausgangstyps auftreten, wie z.B. durch folgenden Unfallverlauf: das Natrium siedet aus. Daraufhin schmelzen die Brennstäbe, und der flüssige Brennstoff wird an die kälteren axialen Brutzonen getrieben, wo er wieder erstarrt.

Ist dieses Erstarren unregelmäßig, werden die Kühlkanäle unregelmäßig verstopft. Durch das Austreiben des Brennstoffs ist der Reaktor wieder kritisch geworden. Durch den Natriumdampf wird der Kern nun leicht gekühlt, wobei die lokalen Stellen, an denen die Kühlkanäle vollständig verstopft sind, nicht gekühlt werden und somit eine höhere Temperatur haben. Schmilzt der Brennstoff nun aufgrund der Nachwärme wieder zusammen, kommt es zu einer Leistungsexkursion, und wenn die heißen Stellen sich am Rande des Kerns befinden, zu dem oben beschriebenen Unfall.

Es ist ebenfalls möglich, daß durch eine erste Leistungsexkursion der Brennstoff so umgeordnet wurde, daß sich heiße Brennstoffteile am Rand des Kerns befinden. Wird die ganze Brennstoffanordnung erneut kritisch, tritt der oben beschriebene Unfall der Corekompaktion ein /7.1/.

Der von Webb /7.1/ beschriebene Störfallablauf, der hier nochmals mit den Worten der Bremer Arbeitsgruppe Schneller Brüter geschildert wurde, soll im folgenden durchleuchtet und auf seine Richtigkeit hin überprüft werden.

Es wird dabei abgefragt, ob

1. das Störfallszenario sinnvoll ist,
2. die Rechnungen von Webb sein eigenes Störfallszenario richtig simulieren,
3. bei Unterstellung des Webbschen Szenarios und mit adäquaten Rechenmethoden die mechanischen Energiefreisetzung in derselben Größenordnung liegen.

Aus der Beantwortung dieser drei Punkte kann dann die Begutachtung der Arbeit von Webb erfolgen.

ad 1: Diskussion des Störfallszenarios von R.E. Webb

- Das Webbsche Szenario lokaler exzentrischer Brennstoffdampfexplosionen überlagert zwei außerordentlich unwahrscheinliche Störfälle im Kernreaktor: eine lokale Kühlungsstörung und einen Kühlmitteldurchsatzstörfall. Die darüber hinausgehenden Annahmen zum Störfallverlauf enthalten implizit das Postulat, daß die Nachzerfallswärme aus einem nuklear unterkritischen Reaktor nicht abgeführt werden kann und es zu integralem Sieden im Kern kommt. Dieses alleine ist aus anlagentechnischen und konstruktiven Gründen beim Kernkraftwerk Kalkar nach menschlichem Ermessen unmöglich. Die Zulässigkeit der Überlagerung von Annahmen, die den gleichzeitigen Ausfall dreier unabhängiger Signalketten zur Störfallerkennung und

Störfallbegrenzung voraussetzen, entbehrt jeglicher Grundlage. Hierfür können noch weitere Gründe angeführt werden: Das Auftreten von lokalen Kühlkanalblockaden im Brennelement des SNR-300 ist außerordentlich unwahrscheinlich, da Brennelement-Eintrittsblockaden durch konstruktive Gestaltung des Brennelementfußes verhindert werden und es sehr schwierig ist, Mechanismen zur Blockadebildung innerhalb von Brennelementen zu finden, die größere Bereiche umfassen /7.2/. Unterstellt man trotzdem das Auftreten von lokalen Blockaden innerhalb des Brennelements und nimmt an, daß diese langsam anwachsen, so stellt eine individuelle Brennelement-Instrumentierung und eine Überwachung des DND-Signals in den Kreisläufen sicher, daß diese Blockaden frühzeitig identifiziert werden und der Reaktor rechtzeitig abgeschaltet wird /7.3/. Berücksichtigt man, daß die Sicherheitseinrichtungen des SNR-300 darüber hinaus gewährleisten, daß die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Kühlmitteldurchsatzstörfalles außerordentlich gering ist, so ist hinreichend begründet, daß die Überlagerung des gleichzeitigen Ausfalls dreier Signalketten zur Störfallerkennung und Störfallbegrenzung im SNR-300 in der von R.E. Webb postulierten Art und Weise keine Relevanz für die Diskussion über die Sicherheit natriumgekühlter Brutreaktoren besitzt.

- R.E. Webb behauptet weiter, daß sich der Brennstoff im Gebiet der lokalen Blockade bei Einsetzen einer Leistungsexkursion vorlaufend zu den übrigen Bereichen des Kerns aufheizt. Diese Behauptung ist in dieser sehr allgemeinen Form falsch, da die Brennstoffaufheizung bei einer Leistungsexkursion proportional der Leistungsdichte an dem betrachteten Ort ist. Da aber die Leistungsdichte in radial äußeren Kernbereichen um 20-40% kleiner ist als in den inneren, thermisch hoch belasteten Kernbereichen, wird seine Annahme fragwürdig, daß der Brennstoff in dem kühlungsmäßig lokal gestörten, radial außenliegenden Bereich als Folge einer Leistungsexkursion als erstes verdampft.

- Um eine Begründung für seine Postulate über das Rekritikalitätsereignis zu haben, erweckt R.E. Webb in seinem Gutachten den Eindruck, daß sich Brennstoff, wenn er einmal geschmolzen ist, in der Nähe eines Energieniveaus befindet, das nahe einem "Dampfdruckschwellwert" liegt, oberhalb dessen ein explosiver Brennstoffdampfdruckaufbau einsetzt. Diese Darstellung entspricht nicht den Tatsachen. Brennstoff schmilzt bei etwa 2800 °C, es werden aber erst merkliche Dampfdrücke bei Temperaturen weit oberhalb 3500 °C aufgebaut, d.h. dem einmal geschmolzenen Brennstoff muß noch erhebliche thermische Energie zugeführt werden, ehe sich ein merklicher Brennstoffdampfdruck aufbaut. Damit kann das unmittelbare Einsetzen einer lokalen Dampfexplosion in einem radial außenstehenden Brennelement, wie von R.E. Webb postuliert, ausgeschlossen werden. Um einen Eindruck von dem Dampfdruckaufbau in Abhängigkeit von der Temperatur zu bekommen, wurde auf der Basis der Dampfdruckbeziehung von Menzies /7.4/ für UO₂ nochmals für bestimmte Temperaturen die entsprechenden Drücke in der folgenden Tabelle zusammengestellt.

T /K/	P /bar/
3000	0.02
3500	0.30
3758	1.00
4000	2.63
4500	13.32
5000	46.47

Wie ersichtlich, erfolgt also der Brennstoffdampfdruckaufbau nicht schlagartig nach Überschreiten einer bestimmten Grenztemperatur.

- Vergessen hat Webb offensichtlich, daß sich in einem Brennelement auch noch der Hüllentahl befindet. Da der Siedepunkt von Stahl etwa gleich dem Schmelzpunkt von Brennstoff ist, stellt der frühe Aufbau von Stahldampfdrücken ein starkes Potential dar, gemeinsam mit der vorhandenen Natriumdampfströmung, Kernmaterial axial aus dem Kernbereich zu befördern und zu entladen, d.h. der Brennstoff der Außenelemente, der bei Webb den Druckaufbau bewirken soll, befindet sich bei Unterstellung des Szenarios zum größten Teil bereits nicht mehr im Kern.

ad 2: Diskussion der Rechenmethode von Webb

- Die Webb'schen Rechentechnik, die auf ungefähr 50 Seiten Papier lang und breit erläutert wird, kann kurz zusammengefaßt anhand der in Tab. 7.1 angegebenen Resultate kritisiert werden.

Interpretiert man nun die in Tabelle 7.1 angegebenen Reaktivitäten so, wie es in der Fachwelt üblich ist, daß also "0 \$" verzögert kritisch bedeutet, so ist die gesamte Rechnung Webbs grober Unsinn. Obwohl während der gesamten Leistungsexkursion nie prompte Kritikalität erreicht wird, sondern eine maximale Reaktivität von nur 0.81 \$, wird ein Leistungsmaximum der Exkursion von $64 \cdot 10^6$ MW (ca. 84000 fache Nennleistung) angegeben, wobei dann bereits wieder Unterkritikalität von -0.3 \$ herrscht. Vergleichsweise zeigt etwa die Analyse des Kühlmitteldurchsatzstörfalles E /7.5/ bei dem eine maximale Reaktivität von 0.88 \$ erreicht wird, eine Leistungsspitze von etwa 25-facher Nominalleistung.

Die Ergebnisse Webbs sind nur dann zu verstehen, wenn man annimmt, daß Webb seine Rechnung beim prompt kritischen Zustand beginnt. Das bedeutet, daß implizit in der Rechnung ein Reaktivitätssprung von 1 \$ enthalten ist. Eine derartige Annahme wird im Text jedoch nirgends erwähnt und wäre auch nicht zu rechtfertigen.

Insbesondere wird von R.E. Webb ausdrücklich festgestellt, daß durch lokales Zusammenschmelzen oder durch den Reaktoroperator vor der Leistungsexkursion die Reaktivität verringert wurde und die Spaltleistung auf ein niedriges Niveau von 30 MW abgefallen ist. Der Reaktor muß dann also (verzögert) unterkritisch sein.

In diesem Zusammenhang ist auch auffällig, daß in der Tabelle zwar die bekannten Größen wie cm, cal etc. erklärt werden, aber nicht die von der üblichen Darstellung abweichende Reaktivitätsskala.

	Time	Pressure (Local Zone)	Power	Reactivity	Reactivity Insertion Rate	Bubble Radius	Thermal Energy Yield	Thermal Energy Concentration
Units:	ms	atm.	Mw	\$	\$/sec	cm	Mwsec	cal/gm
	0.0	1.0	30	0	8	23.5	0	0
	19.0	1.65	.21 x 10 ⁶	0.13	-14.2	23.9	245	9
	19.7	2.4	.36 x 10 ⁶	0.11	-29.3	24.1	433	15.9
	20.5	4.5	.59 x 10 ⁶	.08	-40.6	24.5	800	29.4
	21.3	10.2	.84 x 10 ⁶	.06	-25.3	25.1	1,370	50.2
	22.1	25.7	1.10 x 10 ⁶	.06	35.7	26.2	2,130	78.2
	22.9	70.7	1.69 x 10 ⁶	.13	157.0	28.1	3,180	117.0
	23.6	238.0	4.10 x 10 ⁶	.31	376.0	31.0	4,900	180.0
	23.7	304.0	5.00 x 10 ⁶	.36	432.0	31.6	5,330	196.0
	24.1	116.0	15.00 x 10 ⁶	.62	932.0	34.9	8,400	313.0
	24.22	2641.0	25.00 x 10 ⁶	.77	1250.0	36.5	10,060	370.0
	24.35	9881.0	48.00 x 10 ⁶	.81	336.0	39.1	15,060	560.0
	24.45	19,900	64.00 x 10 ⁶	- .30	- 1.7 x 10 ⁴	42.1	20,820	781.0
	24.55	27,100	18.00 x 10 ⁶	-4.5	- 5.0 x 10 ⁴	45.8	25,210	945.0
	24.65	27,900	.11 x 10 ⁶	-12.8	- 9.5 x 10 ⁴	50.0	25,690	963.0
	24.80	27,900	1.0 Mw	-25.7	-10.0 x 10 ⁴	54.5	25,690	963.0

Notes: ms means milliseconds; Mw means megawatts; cm means centimeters, and cal/gm means calories per gram of fuel in the bubble

TAB.: 7.1 TABELLE DER LEISTUNG/REAKTIVITÄT/ENERGIEFREISETZUNG etc. AUS /7.1/

Es bestehen demnach zwei Möglichkeiten

- entweder kennt R.E. Webb den Unterschied zwischen verzögert und prompt kritisch nicht
 - oder seine Rechnung hat mit dem von ihm vorgeschlagenen Störfallszenario keine Gemeinsamkeit.
-
- In den Analysen wird zwar als positiver Reaktivitätseffekt die Corekompression in Rechnung gestellt, gleichzeitig wirksame Coreexpansion im Kernzentrum wird aber nicht berücksichtigt.
 - Die Rechnungen erfolgen in der falschen sphärischen Geometrie.
 - Webb nimmt an, daß in der lokalen Zone der Brennstoff zu Beginn der Exkursion die Schmelztemperatur erreicht hat (230 cal/g), aber noch nicht aufgeschmolzen ist. Die von ihm spezifizierte Zufuhr von 80 cal/g durch die Exkursion führt nicht wie von Webb behauptet über die Dampfdruckschwelle, sondern reicht gerade zum Aufschmelzen des Brennstoffes. Fazit: Mit den spezifizierten Annahmen tritt überhaupt keine Blasenexpansion auf (siehe Fall 1 Tab. 7.2).
 - Der Reaktivitätseffekt durch Corekompression dk/dt wird direkt aus dem Blasendruck berechnet. Effekte der Massenträgheit (auch von Stahl etc.), werden in den einfachen Formeln nicht berücksichtigt.
 - Wie schon im Gutachten zu Webb /7.6/ spezifiziert und erläutert, verwendet Webb einen falschen Extrapolationsformalismus zur Ermittlung von mechanischer Energiefreisetzung in Abhängigkeit von der Reaktivitätsrampe. Die Energien werden dabei um Größenordnungen zu hoch abgeschätzt.
 - Der Webbschen Rechnung liegt eine stark vereinfachte Störungstheorie zugrunde, die nur für geringe Kernmaterialverschiebung geeignet ist (wenige Zentimeter). Webb selbst weist vorher in seiner Kritik an den Rechnungen mit dem VENUS Code /7.1/ darauf hin, daß Störungstheorie nach seiner Meinung ungenügend und falsch sei. Andererseits scheut er sich nicht, dieselbe bei seinen Rechnungen zu verwenden, obwohl Materialverschiebungen von 30 cm (!) auftreten.

ad 3: Eigene Analysen bei Unterstellung des Webb'schen Szenarios

Es wird in diesem Abschnitt (trotz der aufgezeigten Fehler und Widersprüche in der Darstellung von Webb) davon ausgegangen, daß dieses "Webbsche Szenario" zur radialen Corekompaktion existieren könnte. Es werden darüberhinaus noch zusätzliche verschärfende Annahmen gemacht mit dem Ziel, zu möglichst hohen mechanischen Energiefreisetzung zu kommen. Allerdings wird von uns in der richtigen Zylinder-Geometrie (RZ) gerechnet und nicht in Kugelgeometrie wie Webb, außerdem wird die Materialbewegung durch die fluiddynamischen Gleichungen beschrieben und die Massenträgheit der bewegten Kernmaterialien berücksichtigt. Für die Neutronik wird ein Punktkinetikmodell benutzt.

Im einzelnen wird so vorgegangen, daß eine radiale Corekompaktion durch Brennstoffdampfdruckaufbau in den peripheren Bereichen des Kerns anhand eines Kühlmitteldurchsatzstörfalles im Mark Ia Kern mit dem KADIS Code /7.7/ simuliert wird. Der Kern ist weitgehend von Kühlmittel entleert, wobei durch das Kühlmittelaussieden eine 8 \$/s Reaktivitätsrampe (nach Webb) in den Reaktorkern einläuft. Zu diesem Zeitpunkt sind die Außenbereiche des Kerns, wie Webb angibt, schon sehr viel heißer und haben bereits die Dampfdruckschwelle erreicht. Durch die einlaufende Reaktivitätsrampe erhöht sich jetzt in allen Bereichen des Kerns die Brennstofftemperatur und über die dann wirksam werdenden Dampfdrücke setzt Kernmaterialbewegung ein, welche mit KADIS simuliert werden kann.

Für den Vergleich mit den Webbschen Rechnungen werden über die Annahme von Webb hinausgehende verschärfende Randbedingungen angenommen, die nachfolgend spezifiziert werden:

- Es wird angenommen, daß nicht nur lokal am festen radialen Blanketrand mehrere Brennelemente als Druckquellen fungieren und den Restkern zusammendrücken, sondern es wird der gesamte äußere Corebrennelementring (entspricht 48 Brennelementen) als Druckquelle benutzt, um eine vollständige radiale Kompaktion des Kernzentrums zu erreichen (es wird also die wirksamste Art der Kompression der inneren Kernzone in Zylinder-Geometrie

verwendet). Die Materialbewegung in KADIS wird mit Hilfe der hydrodynamischen Gleichungen in Zylindergeometrie beschrieben.

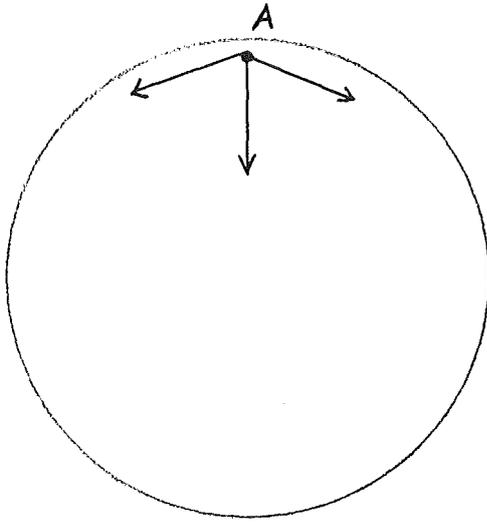


Abb. 7.2: Kompaktionsform nach Webb

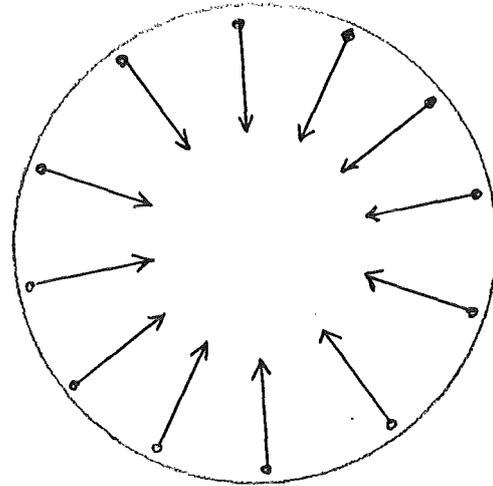


Abb. 7.3: Kompaktionsform in KADIS
(bei gleichem Druck wie in Punkt A)

Webb selbst rechnet dabei in der falschen sphärischen Geometrie.

Wie schon in /7.8/ mit Hilfe einer 3-dim. Version des VENUS-Codes gezeigt wurde, führt die in Abb. 7.2 dargestellte Materialbewegung in Zylindergeometrie nicht zu den von Webb vorausgesagten extremen Kompaktionen.

- Die Brennelementkastenwände werden als völlig "weich" angenommen - ebenso das gesamte übrige (auch nicht geschmolzene) Corematerial - als Fluid betrachtet, das einer radialen Bewegung nur den Trägheitswiderstand entgegensetzt (Restfestigkeiten werden nicht berücksichtigt).
- Im vorliegenden Bericht werden die Temperaturen im äußeren KADIS-Ring des Kerns so gewählt, daß im Bereich der Coremittelebene der Temperaturhub (der sich dann in nach innen ins Corezentrum treibende Brennstoffdampfdruckgradienten umsetzt) gegenüber den weiter innen liegenden Brennelementen der 2. Corezone, maximal zwischen 600-700 K und an den Corerändern bei 1200 K liegt. Es werden dabei 5 Fälle spezifiziert mit $T_{\text{Brennstoff}} = 3033 \text{ K}$, 3200 K, 3400 K, 3600 K und 3750 K. Diese Annahmen bzgl. der

Anfangstemperatur in der Außenzone sind noch pessimistischer als bei Webb. Im letzten Fall hat der Brennstoff im äußeren Corering sogar die Dampfdruckschwelle schon erreicht, während der übrige Restkern sich erst im Schmelzen befindet. Die Temperaturverteilung in der äußeren Randzone des Kerns wird dabei als völlig flach, also ohne axiale Verteilung angenommen - daher ergibt sich der extreme Temperaturhub an den Corerändern von 1200 K. Ausgeschlossen wird dadurch auch eine normalerweise vorhandene axiale Materialbewegung in diesen Bereichen, die zur nuklearen Abschaltung führt.

- Zu Beginn der Exkursion wird bereits prompte Kritikalität vorausgesetzt (Anfangsleistung = Nominalleistung).
- Die transiente Temperaturzunahme während der Leistungsexkursion wird im gesamten Kern ortsabhängig mitberücksichtigt. Dabei fließt in diese Rechnungen das örtliche Leistungsdichteprofil ein und die Tatsache, daß die Leistungsdichte in den Außenelementen der ersten/zweiten Corezone niedriger ist als die in den Zentralelementen. Die Temperaturen steigen daher in den Zentralelementen sehr viel rascher und stärker an. Dies führt dazu, daß trotz der Annahme sehr viel höherer Anfangstemperaturen in den Außenelementen während der Exkursion die Temperaturen und Drücke im Zentrum jene in den Brennelementen am Corerand überholen.

Im einzelnen wird nun in KADIS so vorgegangen, daß die Zylinderoberfläche zum radialen Brutmantel starr und unbeweglich gehalten wird, Kernmaterial aus den Außenbereichen der 2. Corezone sich also nur zum Kernzentrum oder zu den axialen Blanketbereichen hin bewegen kann. Bei der Bewegung der Außenzone hin zur Kernmitte wird auch der innere Teil der Corezone 2 zur Kernmitte gedrückt. Dadurch kommen autokatalytische Prozesse in Gang, die wesentlich zur Exkursionsenergetik beitragen. Negative Reaktivitätsrückwirkungen kommen dann nur durch radiale Kernmaterialbewegung aus den Bereichen der inneren 1. Corezone und aus der axialen Materialumverteilung. In der Außenzone am Kernrand wird zu Beginn der Disassemblyrechnung eine über die gesamte Zone reichende konstante Brennstofftemperatur angenommen. Ein Beispiel

für ein Temperaturprofil einer KADIS-Rechnung ist in der Abb. 7.1 dargestellt. Es ist dies die Temperaturtraverse in der Coremittelebene zu Beginn und am Ende der KADIS-Rechnung. Wie aus Abb. 7.1 ersichtlich, verschwindet die künstlich vor der Exkursion angenommene Temperaturerhöhung in den radialen Außenmaschen während der Exkursion fast völlig.

Die Ergebnisse der KADIS-Rechnungen in der richtigen Geometrie, mit einem adäquaten Lösungsverfahren und mit zusätzlich verschärfenden Maßnahmen sind in der Tab. 7.2 zusammengestellt und werden mit der Referenzrechnung ohne Temperaturerhöhung in der Außenzone verglichen. Die mechanische Energiefreisetzung E (Arbeitspotential) wird dabei als isentrope Expansion des heißen Brennstoffzweiphasengemisches auf das gedehnte Schutzgasvolumen des SNR 300 (70 m^3) angegeben.

Fall	Ref.*	1	2	3	4	5
Temperatur in Außenzone /K/	Temperatur- profil	3033	3200	3400	3600	3760
mech.Arbeits- potential E/MJ/	0	0	21	51	161	352
E_{Webb}^+ (=5000 MJ)/E	-	-	238	98	31	14
E_{Webb}^+ (=24000 MJ)/E	-	-	1143	471	149	68

*Ref stellt dabei den KADIS-Referenzfall ohne Temperaturerhöhung in der Außenzone dar.

[†]Die von R.E. Webb abgeschätzten mechanischen Energien sind nicht klar definiert.

Tab. 7.2: Mechanisches Arbeitspotential für die verschiedenen Rechenfälle

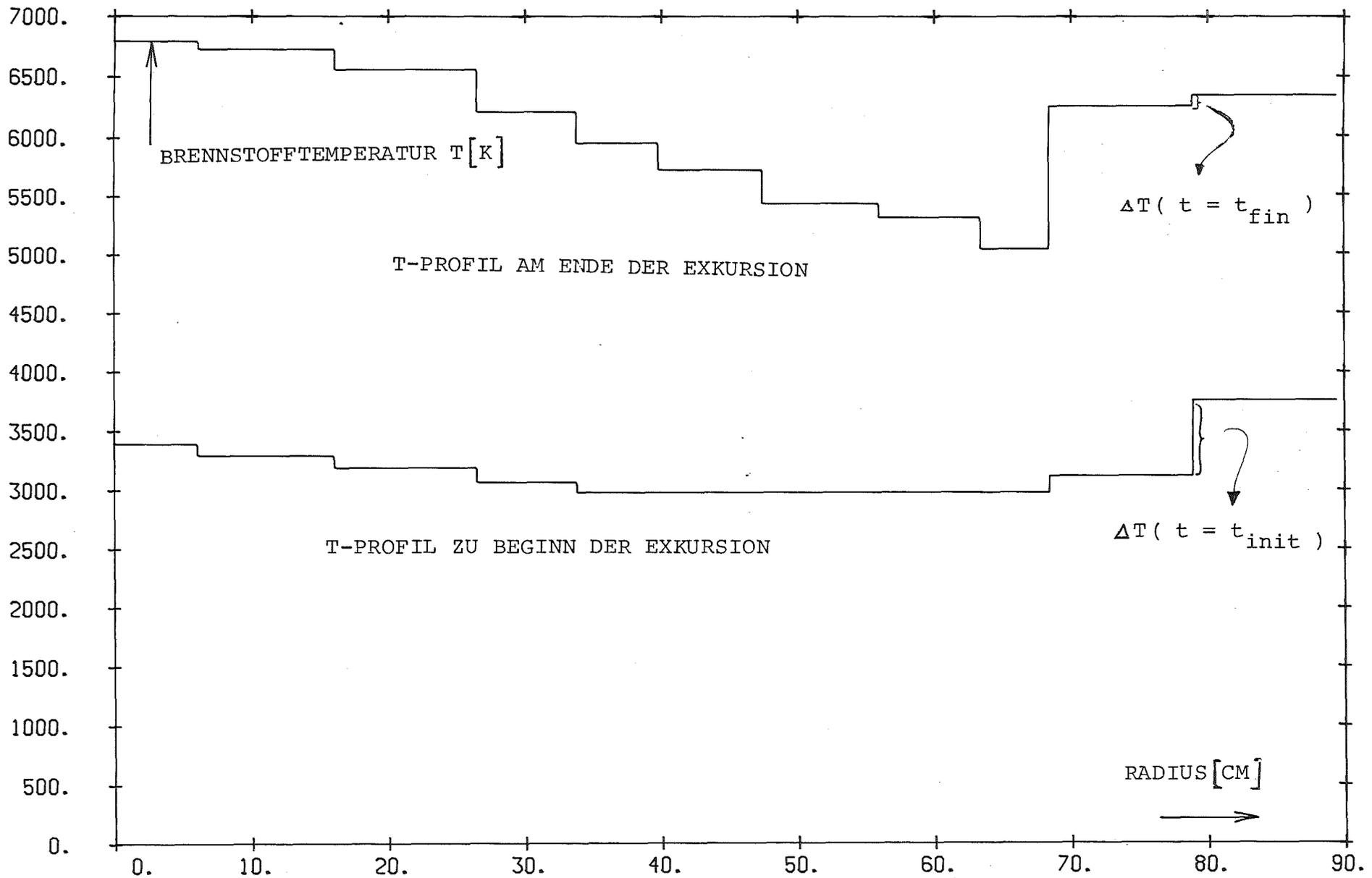


ABB.: 7.1 RADIALES TEMPERATURPROFIL ZU BEGINN UND AM ENDE DER LEISTUNGSEXKURSION (FALL 5)
(KERNMITTELEBENE)

Trotz des hohen Druckunterschiedes beim Fall 5 zwischen der Randzone des Kerns (1 bar) zu Beginn der Exkursion, verglichen mit den Kerninnenbereichen (0.1 bar), holen durch die unterschiedliche Leistungsdichte bedingt, die Innenbereiche des Kerns im Temperatur- und Druckniveau rasch auf, so daß die Bewegung des Kernmaterials in der 2. Corezone nach innen die erste Corezone kaum komprimieren kann.

Wie die Ergebnisse zeigen, liegen die mechanischen Energiefreisetzung selbst bei der Annahme von viel extremeren Bedingungen als etwa die in /7.1/ angenommenen - wie völlige radiale Kompaktion um den gesamten Zylinderumfang, freie Materialbewegung nach innen, hohe Temperaturunterschiede zu den Kerninnenbereichen, prompte Kritikalität bei Exkursionsbeginn - um 1-2 Zehnerpotenzen (bezogen auf den Maximalwert von 24000 MJ) unter den von Webb angegebenen Werten.

Es muß nochmals ausdrücklich betont werden, daß auch der Wert von 352 MJ nicht mit der Designgrenze des SNR 300 (370 MJ) verglichen werden sollte. Diese Rechnungen dienten nur dazu, die in /7.1/ dargestellten Werte zu widerlegen, sie haben aber keinen Bezug zu realen Störfallszenarien bzw. Bedingungen während eines Störfallablaufes.

Aus den diskutierten und analysierten Punkten 1-3 können folgende Schlußfolgerungen gezogen werden:

1. Das von Webb angegebene Szenario zur exzentrischen Brennstoffdampfexplosion ist unsinnig,
2. Webb begeht bei der Nachrechnung "seines" Szenarios fundamentale Rechenfehler,
3. durch lokale Überhitzung einzelner Brennelemente können keine energetischen Kompaktionsvorgänge ausgelöst werden. Selbst unter verschärften Randbedingungen liegen die mechanischen Energiefreisetzung um Größenordnungen unter den von Webb angegebenen falschen Werten.

7.4 Rekritikalitätsunfall durch eine lokale exzentrische Brennstoff-Natrium-Reaktion

Thesen von R.E. Webb:

R.E. Webb spricht im zweiten Teil seines unveröffentlichten Berichtes /7.1, S. 54/ von der Möglichkeit, daß eine energetische thermische Brennstoff-Natrium-Reaktion an der Peripherie des Reaktorkernes zu massiven Kompaktionen und damit zu explosionsartigen Energiefreisetzen führen kann. Eine realistische Analyse für einen derartigen Unfallablauf legt R.E. Webb in diesem Bericht nicht vor. In dem fünften Teil seines unveröffentlichten Berichtes /7.11, S. 136-162/ kommt er auf ein solches Ereignis zurück und kritisiert eine KfK-Veröffentlichung /7.12/, die sich mit dem Einfluß von Brennstoff-Natrium-Reaktionen auf den Ablauf eines Kühlmitteldurchsatzstörfalles für den SNR-300 befaßt. R.E. Webb postuliert die folgende Ereigniskette:

- Versagen aller Primär-Kühlmittelpumpen bei gleichzeitigem Versagen der beiden unabhängigen Abschaltssysteme (hypothetischer Kühlmitteldurchsatzstörfall),
- Aufbrechen der Brennstäbe und Ausstoß des geschmolzenen Brennstoffes aus den Brennstäben in die mit flüssigem Natrium gefüllten Brennelemente an der Kernperipherie,
- Auftreten einer energetischen Brennstoff-Natrium-Reaktion (Dampfexplosion) an der Kernperipherie,
- Brennstoffkompaktion im Kern (Brennstoffbewegung zum Kernzentrum) mit extremer Leistungsexkursion und Energiefreisetzung.

Webb erweckt den Eindruck /7.1/, daß seine postulierte und von ihm nicht analysierte Ereigniskette ein gültiges Unfallszenario darstellt und daß eine solche Situation für den SNR-300 nicht adäquat untersucht worden sei. Beides ist falsch, wie die folgenden Ausführungen zeigen werden:

Stellungnahme:

Der Kühlmitteldurchsatzstörfall mit gleichzeitigem Versagen der beiden unabhängigen Abschaltssysteme wird für den SNR-300 im Detail mit dem Code-System SAS3D analysiert /7.5/. Dabei ergibt sich im Rahmen dieser quantitativen Analysen die folgende Störfallentwicklung:

Das Kühlmittel beginnt in großen Teilen des Kernes zu sieden, bevor die Brennstäbe die Schmelztemperatur erreichen und aufbrechen. Führt nun das Austreiben des Natriums und die Bewegung des geschmolzenen Brennstoffes in den leergesiedeten Brennelementen (insbesondere in der zentralen Zone) zu einem relativ schnellen Reaktivitäts- bzw. Leistungsanstieg, so können die Brennstäbe in den äußeren Brennelementen, auch wenn sie (zumindest teilweise) noch mit flüssigem Natrium umgeben sind, versagen. Der aus den Stäben ausgestoßene geschmolzene Brennstoff tritt dann in thermische Wechselwirkung mit dem flüssigen Natrium. Die damit verbundene Materialbewegung kann zu einem weiteren Leistungsanstieg führen; dabei treten in der Tat Brennstoff-Natrium-Reaktionen in den äußeren Kernbereichen auf und sie werden im Detail berücksichtigt. Diese Störfallentwicklung ist seit vielen Jahren wohlbekannt; ihre energetische Form wird als "LOF-driven-TOP" bezeichnet. Sie erfährt den Hauptteil der Aufmerksamkeit in den SNR-300 Störfallanalysen für das Genehmigungsverfahren /7.5/. Insbesondere werden dabei die durch Kernmaterialbewegungen möglichen autokatalytischen Effekte in Betracht gezogen. Es ist also falsch, daß eine derartige Störfallsituation im Genehmigungsverfahren nicht betrachtet wird. Demgegenüber ist die von Webb postulierte, jedoch nicht näher begründete extreme Rekritikalität infolge einer Dampfexplosion an der Kernperipherie ausschließbar. Dies wird durch die folgenden Tatsachen belegt:

- Zahlreiche Arbeiten über die Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR) haben gezeigt, daß eine energetische BNR (Dampfexplosion) u.a. wegen der die Wärmeübertragung bestimmenden Stoffwerte des Materialsystems Uran-Plutoniumoxyd-Natrium und wegen des Vorhandenseins zahlreicher Siedekeimstellen in einem tatsächlichen Brennelement extrem unwahrscheinlich, d.h. praktisch ausschließbar ist.
- Alle durchgeführten In-Pile und Out-of-Pile Experimente für Brennstäbe und Brennstabbündel haben keinen Hinweis auf eine energetische BNR (Dampfexplosion) gebracht.
- Dennoch wird bei den oben genannten Störfallanalysen /7.5/ die thermische BNR in Brennelementgeometrie mit dem (konservativen) Cho-Wright-Modell unter Verwendung pessimistischer Parameter simuliert, um ihre Auswirkungen

abzuschätzen. Wie die Analysen zeigen, kann das Brennstabversagen mit einer anschließenden BNR in äußeren Brennelementen sowohl bei einem milden als auch bei einem energetischen Ablauf der Einleitungsphase auftreten. Daher soll getrennt zu diesen beiden Störfallentwicklungsmöglichkeiten Stellung genommen werden.

1. Bei dem milden Ablauf (Fall E in /7.5/) bleibt die maximale Brennstofftemperatur in der Nähe des Schmelzpunktes (ca. 3100 K). Die Simulation der BNR mit dem Cho-Wright-Modell zeigt, daß der Natriumdampfdruck weniger als 30 bar beträgt. Die Kastentemperatur (1250 - 1600 K) der äußeren Brennelementreihe, in der die BNR stattfindet, und der nach innen benachbarten Brennelementreihe ist unterhalb des Schmelzpunktes von Stahl. Daraus folgt, daß die Brennelementkästen eine Restfestigkeit haben und einen Widerstand gegen eine mögliche radiale Expansion des Natriumdampfes leisten können. Folglich ist eine ungehinderte radiale, nach innen gerichtete Expansion, wie Webb sich das vorstellt, bei einem solchen niedrigen Natriumdampfdruck nicht zu erwarten.
2. Bei dem energetischen Ablauf (Fall F7 bzw. F8 in /7.5/) bleibt der maximale Natriumdampfdruck infolge der thermischen BNR in der äußeren Brennelementreihe unterhalb 50 bar. In der nach innen benachbarten Brennelementreihe werden fast in der gesamten Spaltzone Brennstofftemperaturen bis zu etwa 5000 °C erreicht; dies entspricht einem Dampfdruck von etwa 80 bar. Folglich kann sich der Natriumdampf höchstens radial nach außen oder axial ausdehnen, und damit ist eine nach innen gerichtete Brennstoffkompaktion nicht zu erwarten.

Schon an dieser Stelle ist deutlich: das von Webb postulierte Kompaktionsergebnis mit extremer Energiefreisetzung wird nicht eintreten. Trotzdem wurden im KfK zusätzlich Analysen durchgeführt, die die soeben angegebenen Fakten weitgehend ignorieren, um auch noch die Auswirkungen (das Kompaktionspotential) einer relativ energetischen BNR im radial äußeren Kernbereich bei Nichtvorhandensein der die radialen Bewegungen behindernden Kastenstrukturen abzuschätzen. Die Analysen /7.12, 7.13/ wurden unter Zugrundelegung eines zweidimensionalen zylindrischen Modells mit dem KADIS Rechenprogramm /7.15/ durchgeführt und liefern die folgenden Ergebnisse:

- Es treten zwar zum Kernzentrum hin gerichtete Materialbewegungen aus der äußeren, mit Natrium gefüllten Zone in die innere von Natrium geleerte Zone auf, jedoch überwiegen die reaktivitätsreduzierenden Effekte der axialen Materialbewegungen und der radial nach außen gerichteten Bewegungen die reaktivitätsvergrößernden Effekte der implosiven Bewegungen.
- Je heftiger die BNR, desto geringer ist die Energiefreisetzung der Exkursion; die größte Energiefreisetzung ergibt sich (Fall 4 in /7.12/), wenn auf eine BNR im äußeren Bereich der KADIS-Simulation vollständig verzichtet wird.
- Die Verwendung eines Zylindermodells in KADIS setzt vollständige azimutale Symmetrie voraus und überschätzt damit in pessimistischer Weise die implosiven Bewegungsvorgänge.

Aus diesen Ergebnissen folgt: Trotz des Vorhandenseins einer inneren, von Natrium geleerten Kernzone ergeben Brennstoff-Natrium-Reaktionen im äußeren Kernbereich keine gefährlichen, die Energetik vergrößernden implosiven Effekte.

Es ist sicherlich wichtig, auch kurz auf die von Webb in /7.11, S. 136-162/ geäußerte Kritik an einer KfK-Veröffentlichung /7.12/ einzugehen. Letztere wurde 1976 anlässlich der internationalen Tagung über Sicherheit schneller Brüter in Chicago (USA) präsentiert und in den Proceedings dieser Tagung veröffentlicht.

1. Webb behauptet, daß eine Vergrößerung der Energetik der BNR in der äußeren Kernzone zu einer wesentlich größeren Energiefreisetzung führen würde. Webb vergißt dabei, daß in eben dieser KfK-Studie /7.12/, die BNR-Parameter und damit die Heftigkeit der BNR variiert werden, und daß sich dabei ganz eindeutig ergibt: Je heftiger die BNR, desto geringer ist die Energiefreisetzung.
2. Webb kritisiert, daß der Wärmeübergang vom Brennstoff auf das Natrium bei einem Dampfvolumenteil des Natriums von 3 Prozent unterbrochen würde. Richtig ist hingegen, daß diese Unterbrechung bei einem Dampfvolumenteil des Natriums von etwa 6 Prozent eintritt (Webb verwechselt hier den Dampfvolumenteil einer ganzen Maschenzelle, die außer Natrium auch

Brennstoff und Stahl enthält, mit dem Dampfvolumenanteil des Natriums selbst!). Außerdem hätte sich Webb an Hand von Fig. 3 aus /7.12/ leicht davon überzeugen können, daß diese Unterbrechung in den wesentlichen BNR-Maschen nicht vor nuklearer Abschaltung wirksam wird. Seine Kritik ist daher auch hier falsch und gegenstandslos; außerdem zielt sie an sich in die falsche Richtung (siehe 1.).

3. Webb vermutet, daß die innere Kernzone überwiegend zur Abschaltung beiträgt und die zweite (äußere) Kernzone wegen zu wenig heftiger BNR kaum ins Spiel kommt. Bei einer genaueren Durchsicht der Tabelle I in /7.12/ hätte sich R. Webb jedoch davon überzeugen können, daß in der Tat die zweite (äußere) Kernzone überwiegend zur abschaltenden Reaktivitätsrückwirkung beiträgt.

Die genannten Fehler und Mißinterpretationen in der von R.E. Webb vorgebrachten Kritik /7.11, S. 136-162/ sprechen für sich. Insgesamt handelt es sich dabei um eine teils falsche, teils unlogische Argumentation, die an den wirklichen Problemen - wie sie in den KfK-Veröffentlichungen /7.5, 7.12, 7.13/ dargestellt sind - vorbeizieht. Der Vollständigkeit halber sei aber noch erwähnt, daß R. Webb bei der einzigen von ihm durchgeführten Modell-Betrachtung in /7.1, Kapitel 5.3.2/ von einem kugelförmigen Reaktor ausgeht, bei dem es nur radiale Bewegungen geben kann. Hingegen gibt es bei einem wirklichen Reaktor vor allem nach außen gerichtete axiale Bewegungen, die ganz wesentlich zur Reaktivitätsverminderung und damit zum nuklearen Abschalten beitragen, die jedoch von R. Webb in seinem Modell überhaupt nicht berücksichtigt werden. Demgegenüber werden diese axialen und radialen Bewegungen in den KfK-Analysen adäquat berücksichtigt. Es soll schließlich noch erwähnt werden, daß auch das Kompaktionspotential von Brennstoff-Natrium-Reaktionen für Reaktivitätsstörfälle in zwei KfK-Arbeiten /7.13, 7.14/ behandelt wird.

Zusammenfassend kann unter Berücksichtigung der ausführlichen Untersuchungen zu diesem Problembereich und des gestuft vorsichtigen Vorgehens der KfK, wie es hier kurz erläutert wurde, folgendes festgehalten werden:

Die von R.E. Webb postulierte Brennstoffkompaktion, die durch eine energetische Brennstoff-Natrium-Reaktion an der Kernperipherie hervorgerufen werden soll und die zu einer extremen Leistungsexkursion und Energiefreisetzung führen soll, kann ausgeschlossen werden.

7.5 Erhöhung der Energetik durch Reduktion des Neutronenstreaming

Im 3. Teil seines Gutachtens gibt Webb /7.16/ für den Kühlmitteldurchsatzstörfall im SNR 300 unrealistisch hohe mechanische Energien an, die angeblich durch Reduktion des "Neutronen-Streaming-Effekts" zustande kommen können. Dazu wird im folgenden Stellung genommen.

Bei dem angesprochenen Kühlmitteldurchsatzstörfall siedet das Natrium aus größeren Bereichen des Reaktorkerns aus. Dabei bleiben die leeren (bzw. nur mit Dampf gefüllten) Kühlkanäle zurück. Der "Neutronen-Streaming-Effekt", manchmal auch Behrens-Effekt genannt, läßt sich wie folgt erläutern: Neutronenverluste aus den Randzonen des Reaktorkerns werden dadurch begrenzt, daß Neutronen Stöße mit Reaktormaterialien (Brennstoff oder Natrium) machen, dabei aus ihrer Flugrichtung abgelenkt und teilweise wieder in die Innenbereiche zurückgestreut werden. Wenn nun leere Kühlkanäle vorhanden sind, können Neutronen ohne weitere Stöße durch diese Kanäle aus dem Kernbereich "ausströmen", d.h. die Neutronenverluste erhöhen sich dadurch. Dies macht sich als eine Erniedrigung der Reaktivität bemerkbar. Umgekehrt führt ein Ausfüllen der Kühlkanäle mit Brennstoff, z.B. durch Aufplatzen der Brennstäbe, zu einer Reduktion der Neutronenverluste und damit zu einer Erhöhung der Reaktivität.

Bei einem energetisch verlaufenden Störfall tritt nun, in stark vereinfachter Darstellung, eine Leistungsexkursion ein, die im wesentlichen durch die Voidreaktivität verursacht wird. Die treibenden Rampen liegen im Bereich bis zu 80 \$/s. Dabei platzen die stark aufgeheizten Brennstäbe auf, der teilweise geschmolzene Brennstoff füllt die Kühlkanäle auf. Kurze Zeit danach ist der Brennstoff soweit aufgeheizt, daß es zu einem Auseinandertreiben kommt. Dieses Auseinandertreiben des Brennstoffes setzt in bestimmten

axialen Bereichen der Brennelemente ein und pflanzt sich dann in axialer Richtung fort. Dabei treten neben den radialen Bewegungen des Brennstoffes, die einen positiven Reaktivitätseffekt haben, auch axiale Bewegungen mit überwiegend negativen Reaktivitätseffekten auf. Selbst wenn man die axialen Brennstoffbewegungen vollständig vernachlässigt kann die von Webb postulierte drastische Erhöhung der Energiefreisetzung aus zwei Gründen nicht zustande kommen:

Webb entnimmt die Werte für den Streaming-Effekt aus den zwei Publikationen /7.17, 7.19/. Von KfK wurde 1974 für den SNR 300 der Wert 1 \$ (= 0.3% Δk) für die gesamte Spaltzone berechnet /7.17/. Die Rechenmethode ist gegenüber der älteren von Behrens wesentlich verfeinert, und im übrigen, (was Webb allerdings entgangen ist), gut dokumentiert /7.18/. Außerdem haben Dunn und Lell /7.19/ Rechnungen nach der sogenannten "MonteCarlo"-Methode durchgeführt, die den Vorteil hat, auf die Kernegeometrie ohne vereinfachende Modellannahmen anwendbar zu sein. Für den amerikanischen CRBR wird der Effekt mit "kleiner als" 0.45% (1.5 \$) angegeben. Der von Webb zitierte Wert 2 \$ gilt nach Abschmelzen der Hüllrohre, trifft also hier nicht zu. Um die Aussage "kleiner als" zu verstehen, muß man wissen, daß die Monte-Carlo-Methode den Nachteil hat, daß sie Ergebnisse nur mit numerischen Fehlern liefert, die bei üblichen Rechenzeiten recht groß sein können. Der Fehler kann nur durch Übergang zu sehr langen (evtl. prohibitiv langen) Rechenzeiten, oder durch Anpassung der Methode an das gegebene Problem verringert werden. Das Ergebnis von Dunn und Lell ist also konsistent mit dem von KfK. Übrigens hat Lell später zusammen mit Gelbard die Monte-Carlo-Methode geschickt für die Berechnung von Streaming-Effekten modifiziert /7.20/. Die Autoren erhielten für den amerikanischen Reaktor FFTF einen Wert mit nur 10% Fehler, der gut zu der Berechnung von KfK paßt. Damit kann die bei KfK entwickelte Methode als gut abgesichert gelten.

In dem hier angesprochenen Störfallszenario ist zum Zeitpunkt des Aufplatzens der Stäbe nur der obere Kernbereich, ohne die radiale Randzone, von Natrium entleert. Zu diesem Bereich gehört eine Streaming-Reaktivität von ca. 0.35 \$. Nur dieser Betrag kann beim Aufplatzen der Brennstäbe zugeführt werden. Zu betonen ist, daß die hohen Rampen durch die Void-Reaktivität nur

zustande kommen können, wenn größere Bereiche des Kerns noch mit Natrium gefüllt sind. In diesen Bereichen kann es aber keinen Streaming-Effekt geben, und die Webbsche Annahme über die Größe des Effekts ist physikalisch widersinnig.

Weiter ist zu beachten, daß wegen der räumlichen Leistungsverteilung das Aufplatzen der Stäbe nicht gleichzeitig im ganzen Kern, sondern in zeitlicher Sequenz innerhalb von mindestens 3 msec erfolgt. Webb betont dieses zeitliche Aufbrechen in seinem Gutachten. Einige Zeilen weiter widerspricht er jedoch seiner eigenen Argumentation mit der Annahme, daß die Streaming-Reaktivität unrealistischerweise als Stufe, d.h. mit unendlich steiler Rampe, zugeführt wird. Wegen der beiden unphysikalischen Annahmen hat die Webbsche Rechnung keinen Bezug mehr zur Realität.

Dieser Effekt wurde in den für das Genehmigungsverfahren durchgeführten Analysen vernachlässigt. Dies geschah, da wegen der zeitlichen Inkohärenz und der Tatsache, daß nur ein Teil des Gesamteffektes wirksam wird, abzusehen war, daß keine wesentliche Steigerung der Energetik auftreten wird. Um jedoch die letzten Zweifel an dieser argumentativen Bewertung zu beseitigen wurde bei KfK der Code SAS-3D so modifiziert, daß er den Streaming-Effekt berücksichtigen kann. In einer räumlichen Masche wird die Streaming-Reaktivität zugeführt, sobald der Code das Aufplatzen der Brennstäbe an der betreffenden Stelle simuliert. Diese Reaktivität muß natürlich beim vorangegangenen Natrium-Austreiben, um die Reaktivitätsbilanz konsistent zu halten, von der Void-Reaktivität abgezogen werden.

Die Vergleichsrechnungen wurden für den energetischen Grenzfall eines Kühlmitteldurchsatzstörfalles /7.21/ durchgeführt. Ihnen liegt ein 10-Kanal-Modell zugrunde. Während das in /7.21/ benutzte 29-Kanal-Modell, das die Inkohärenzen im abgebrannten Kern adäquat berücksichtigt, eine mechanische Energie von 64 MJ für den energetischen Grenzfall ergibt, erhöht sich durch teilweise Vernachlässigung von Inkohärenzen im 10-Kanal-Fall die Energie auf 98 MJ /7.21/. Der Vergleichsfall, in dem der Streaming-Effekt berücksichtigt

wird, ergibt mit denselben Annahmen (isentropen Expansion des Brennstoffs) eine Energie von 110 MJ, also eine Erhöhung um nur ca. 10%. Auch wenn die Streaming-Reaktivität innerhalb plausibler Grenzen variiert wird, bleibt die Energie in demselben Bereich. Damit ist gezeigt, daß der Effekt unbedeutend ist. Die von Webb behaupteten Zahlen sind also für den SNR 300 bedeutungslos.

7.6 Literaturverzeichnis

- /7.1/ R. E. Webb
The nuclear explosion potential of the SNR-300 liquid metal cooled fast neutron breeder reactor, part 1 and 2 (1977)
- /7.2/ G. F. Schultheiß
Model for Formation and Growth of Local Blockages in Grid Spaced Fast Sodium Cooled Breeder Fuel Elements
Nucl. Eng. Design 43, 329 (1977)
- /7.3/ D. Smidt, K. Schleisiek
Fast Breeder Safety against Propagation of Local Failures
Nucl. Eng. Design 43, 393 (1977)
- /7.4/ D. C. Menzies
The Equation of State of Uranium Dioxide of High Temperatures and Pressures
UKAEA/TRG Report 1119 (D) (1966)
- /7.5/ P. Royl et al.
Untersuchungen zu Kühlmitteldurchsatzstörfällen im Mark 1A Kern des Kernkraftwerkes Kalkar
KfK 2845, Dez. 1979
- /7.6/ D. Struwe et al.
Unveröffentlichter Bericht (1981)
- /7.7/ P. Schmuck et al.
KADIS - Ein Computerprogramm zur Analyse der Kernzerlegungsphase bei hypothetischen Störfällen in schnellen natriumgefüllten Brutreaktoren
KfK 2497 (1977)

- /7.8/ P. B. Bleiweis et al.
Computational Models for the Study of Azimuthally Dependent
Disassembly of Liquid Metal Fast Breeder Reactors
Nucl. Sci. Eng. 56, 152 (1975)
- /7.9/ W. Maschek et al.
Recriticality Considerations and Core Material Distribution in the
Reactor Vessel of SNR-300 as Consequence of Unprotected Loss of Flow
Transients in the Mark 1A Core
Int. Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Seattle (1979)
- /7.10/ Arbeitsgruppe Schneller Brüter an der Universität Bremen:
Nukleare Exkursionsunfälle im SNR 300
Materialband 3 zum Bericht der Enquete-Kommission "Zukünftige
Kernenergiepolitik", Vorlage IV/K/10, Drucksache 8/4341
Deutscher Bundestag (1980), S. 905, ff
- /7.11/ R. E. Webb
The Sodium Coolant Vapor Explosion: Proposed Theory, Analysis of
Crucial Experimental Results, Thermodynamic Efficiencies, and
Significance with Respect to Rapid Core Compaction (the Potential for
Catastrophic Power Excursions); Plus, a Critical Review of the Other
Theories of Molten Fuel-Coolant Interactions and Related Experiments,
and of the Official KfK Analysis of the Influence of Molten Fuel-
Coolant Interactions on the Course of a Core Accident, Part 5 (1979)
- /7.12/ C. Essig, R. Fröhlich, P. Schmuck
Influence of Fuel-Coolant-Interaction on Loss of Flow Type Core
Disruptive Accidents for the SNR-300
Proceedings of the International Meeting on Fast Reactor Safety and
Related Physics, Chicago, Illinois, October 5 - 8, 1976, CONF-761001,
p. 1069 - 1080
- /7.13/ R. Fröhlich et al.
Analyse schwerer hypothetischer Störfälle für den SNR-300 Mark 1A
Reaktorkern
KfK 2310, Juni 1976

- /7.14/ R. Fröhlich, P. Royl, P. Schmuck et al.
Analysis of TOP Accidents Using a Consistent FCI Model for
Predisassembly and Disassembly Phases
Trans. Am. Nucl. Soc. 22, 367 (1975)
- /7.15/ P. Schmuck et al.
KADIS: Ein Computerprogramm zur Analyse der Kernzerlegungsphase bei
hypothetischen Störfällen in schnellen natriumgekühlten Brutreaktoren
KfK 2497 (1977)
- /7.16/ R. E. Webb
The Nuclear Explosion Potential of the SNR-300 Liquid Metal Cooled
Fast Neutron Breeder Reactor
Part 3, (1977)
- /7.17/ G. Angerer et al.
Critical Discussion of Some Important Topics in Fast Reactor Safety
Analysis, Fast Reactor Safety Meeting, Beverly Hills (April 1974),
CONF 740401, p. 1223
- /7.18/ E. Eisemann
Anisotrope Diffusion bei gasgekühlten schnellen Brutreaktoren
KfK 1577 (1972)
- /7.19/ F. E. Dunn and R. Lell
Heterogeneous Neutron Streaming Effects in the CRBR
Trans. Am. Nucl. Soc. 27, 373, (1975)
- /7.20/ E. M. Gelbard and R. Lell
Monte Carlo Treatment of Fundamental Mode Neutron Leakage in the
Presence of Voids
Nucl. Sci. Eng. 63, 9 (1977)
- /7.21/ P. Royl et al.
Unveröffentlichter Bericht (1981)

8. Zusammenfassung und Schlußfolgerungen

In der hier vorliegenden Studie wurden Veröffentlichungen und Arbeiten, die hohe mechanische Energiefreisetzen bei schweren Störfällen schneller natriumgekühlter Brutreaktoren zum Gegenstand haben oder zumindest das Potential hoher Energiefreisetzen aufzeigen, kritisch diskutiert und im Hinblick auf ihre Relevanz für die Auslegungsgrenzwerte des SNR-300 bewertet.

Diese kritische Diskussion und Bewertung wurde sowohl für alle relevanten derartigen wissenschaftlichen Veröffentlichungen der internationalen Fachwelt, als auch für andere unveröffentlichte Arbeiten, die sich bisher nicht der Kritik und Bewertung der internationalen Fachwelt gestellt hatten, durchgeführt. Zu der letzteren Gruppe von Arbeiten gehören insbesondere die im Bericht der Enquete-Kommission des Deutschen Bundestages zur zukünftigen Kernenergie-Politik (Zur Sache 2/80, Seite 313) erwähnten Arbeiten von R.E. Webb. Auch die Autoren der Kommissionsvorlage IV/K/10 der Arbeitsgruppe schneller Brüter an der Universität Bremen (künftig kurz "Bremer Vorlage" genannt) haben auf diesem Fachgebiet - soweit feststellbar - bisher keine Veröffentlichungen vorgelegt.

Die Vorgehensweise macht deutlich, daß gemäß den Wünschen der Enquete-Kommission in diese Studie nicht nur die Argumente und Ergebnisse von Wissenschaftlern aus Großforschungszentren und der Schnellbrüter-Entwicklungsgemeinschaft eingegangen sind, sondern daß auch die Argumente und Ergebnisse von in- und ausländischen Wissenschaftlern, die an Universitäten wirken, berücksichtigt wurden; insbesondere wurden auch die Arbeiten von Wissenschaftlern und Arbeitsgruppen berücksichtigt, die eine unterschiedliche Haltung zur Nutzung der Kernenergie und zum Schnellen Brüter vertreten.

Mit dem hier angesprochenen Problemkreis "Leistungsexkursion" beschäftigen sich einige tausend veröffentlichte Fachpublikationen. Allein auf den internationalen Konferenzen der letzten Jahre wurden ca. 2000 Vorträge zu diesem Thema gehalten.

Die Prüfung der Gesamtheit dieser Information hat keine Hinweise dafür gegeben, daß für den SNR-300 mit einer Energiefreisetzung von mehr als 370 MWs zu rechnen ist.

Davon abweichende Aussagen finden sich lediglich in den unveröffentlichten Arbeiten von Webb und in den Analysen der Bremer Arbeitsgruppe.

Vor der generellen Schlußfolgerung sollen die Ergebnisse der einzelnen Kapitel in kurzer allgemein verständlicher Form zusammengefaßt werden:

8.1 Kurze Zusammenfassung der in den einzelnen Kapiteln der Studie erzielten Ergebnisse

Bemerkungen zur mechanischen Energiefreisetzung (Kapitel 2):

- Die Ausführungen zeigen, daß in den verschiedenen Literaturstellen ganz unterschiedliche Definitionen für die mechanische Energiefreisetzung zugrunde gelegt werden. Es wird dargestellt, warum die im Genehmigungsverfahren des SNR-300 verwendete Definition der mechanischen Energiefreisetzung in enger Beziehung zur mechanischen Belastung des Reaktor-Tanksystems steht.
- Aus detaillierten Analysen der energetischen Grenzfälle von Primär- und Sekundäreinkursionen des SNR-300 Kühlmitteldurchsatzstörfalles im Kernforschungszentrum Karlsruhe ergeben sich mechanische Energiefreisetzungen, die sämtlich kleiner als 100 MWs sind. Dies ist zu vergleichen mit dem im SNR-300 Genehmigungsverfahren benutzten Auslegungswert von 370 MWs.
- Eine sorgfältige Analyse des Umsetzungsprozesses von thermischer in mechanische Energie unter Berücksichtigung des internationalen Wissenstandes zeigt, daß die im SNR-300 Genehmigungsverfahren benutzte Methode zur Abschätzung der mechanischen Energiefreisetzung nach oben ausgesprochen vorsichtig (konservativ) ist. Dies gilt auch unter Berücksichtigung verschiedener Arbeitsmedien und für alle Kernkonfigurationen, die bei mechanistischer Störfallbetrachtung denkbar sind.
- Ein detaillierter und sachgerechter Vergleich der für den Clinch River Breeder Reactor (CRBR) einerseits und für den SNR-300 andererseits berech-

neten bzw. geforderten Werte für die mechanische Energiefreisetzung zeigt, daß die Vorgehensweise für den SNR-300 im Genehmigungsverfahren mindestens so vorsichtig wie die für den CRBR ist. Die für den CRBR von Antragsteller und Genehmigungsbehörde berechneten Werte liegen bei Verwendung derselben Definition unter dem Auslegungswert des SNR 300. Die von der USNRC als zu beherrschen geforderten 1200 MWs (bei Expansion auf 1 bar) sind ein postulierter Wert und entsprechen ebenfalls - bei Berücksichtigung der verschiedenen Leistungen von CRBR und SNR 300 - einem Wert, der niedriger als der Auslegungswert des SNR 300 ist. Durchgeführte Vergleiche von Energiefreisetzungswerten für den CRBR (1200 MWs) und den SNR 300 (370 MWs) haben den oben dargelegten Zusammenhang übersehen und sind unrichtig.

Hohe Energiefreisetzungen in der Einleitungsphase (Kapitel 3):

- Im Kapitel 3 wird die Fragestellung diskutiert, ob Störfallauslöser oder Phänomene der sogenannten Einleitungsphase zu energetischen Störfallverläufen führen können. Drei Problemkreise werden betrachtet:
 - Sind nach heutigem Wissenstand noch steile Einleitungsrampen denkbar, die von dem Reaktorschutzsystem nicht beherrscht werden und direkt eine Leistungsexkursion einleiten können?
 - Sind Folgeereignisse denkbar, die zu hochenergetischen Störfallverläufen führen können?
 - Wie groß ist das Energiefreisetzungspotential des heute als einzig relevant angesehenen Kühlmitteldurchsatzstörfalls?

Es wurde gezeigt, daß Mechanismen mit direkten potentiell hohen Einleitungsrampen für den SNR-300 ausschließbar sind, und daß jedes Zitat, das sich auf Einleitungsrampen größer 4 t/sec bezieht, für den SNR-300 mit seinen nachgewiesenen konstruktiven Gegebenheiten heute als überholt angesehen werden muß. Nur Folgerampen, die durch die Phänomene nach der Störfallauslösung entstehen und gegenüber dem Betriebszustand stark veränderte Randbedingungen voraussetzen, können Störfallverläufe mit einem gewissen Energetikpotential hervorrufen.

- Der Kühlmitteldurchsatzstörfall (Ausfall der primären Pumpen mit Versagen der beiden unabhängigen Abschaltssysteme) ist für den SNR-300 der Einleitungsmechanismus eines schweren Störfalles, der in seinen möglichen Konsequenzen für alle anderen Störfälle abdeckend ist.
- Der erwartete Verlauf der Einleitungsphase (Primärexkursion) des SNR-300 Kühlmitteldurchsatzstörfalles liefert eine zu vernachlässigende mechanische Energiefreisetzung. Erst bei extrem pessimistischer Modellierung und Parameterwahl - den sogenannten energetischen Grenzfällen - ergeben sich Folgerampen des Einleitungsereignisses von maximal 80-100 \$/sec und mechanische Energiefreisetzungen kleiner als 100 MWs, die weit unterhalb des Auslegungsgrenzwertes von 370 MWs liegen. Weder Veröffentlichungen der internationalen Fachwelt, noch die in der Bremer Vorlage genannten Argumente zeigen neue, bisher unberücksichtigte Störfallaspekte auf, die bei konsistent mechanistischer Vorgehensweise zu höheren Werten für die mechanische Energiefreisetzung (bzw. die Reaktivitätsrampen) führen.

Hohe Energiefreisetzungen durch Rekritikalitäten (Kapitel 4)

- Im Kapitel 4 werden zunächst die in der Bremer Vorlage vorgebrachten Aussagen zur Rekritikalität kritisch mit folgendem Ergebnis bewertet:

Die in der Bremer Vorlage gemachten Ausführungen zu den Rekritikalitäten zeigen deutlich, daß die Autoren einige wesentliche Zusammenhänge nicht richtig berücksichtigt haben. Ein bemerkenswertes Beispiel dafür ist der von ihnen benutzte simplifizierte Zusammenhang zwischen Reaktivitätsrampe und mechanischer Energiefreisetzung, der bei Rekritikalitäten nicht in dieser einfachen Relation existiert, sondern von vielen Parametern des Systems (Dichte, Temperatur, Geometrie, Menge und Bewegung des mobilen Materials, usw.) ganz wesentlich abhängt. Außerdem ist die Reaktivitätsrampe bei einer Rekritikalität nichts künstlich von außen auf das System Aufgeprägtes, sondern sie wird durch das transiente Systemverhalten selbst geformt. Dieser simplifizierte Zusammenhang kann also auch nicht verwendet werden - wie das die Autoren der Bremer Vorlage tun - um allein mit der Angabe einer Reaktivitätsrampe eine hohe mechanische Energiefreisetzung zu begründen.

- In weiteren Teilen des Kapitels werden Literaturstellen betrachtet, in denen Wissenschaftler, die der Kernenergie positiv gegenüberstehen, auf noch bestehende Unsicherheiten hinweisen, deren Lösung sie für notwendig und wünschenswert halten. Diese Literaturstellen werden häufig - Z.B. in der Bremer Vorlage - als Beleg dafür zitiert, daß eine Obergrenze der Energiefreisetzung nicht zuverlässig angegeben werden kann. Die ausführliche Diskussion dieser zunächst nicht in direktem Zusammenhang mit dem SNR-300 durchgeführten Arbeiten zeigt, daß bei einer Übertragung auf dieses System nicht gefolgert werden kann, daß wegen bestehender Unsicherheiten mit nicht beherrschbaren Energiefreisetzungen zu rechnen ist.
- Es ergaben sich insgesamt keine neuen, bisher unberücksichtigten Aspekte, die bei Übertragung auf den SNR-300 im Rahmen einer mechanistischen Störfallanalyse zu mechanischen Energiefreisetzungen führen, die jenseits des Auslegungswertes von 370 MWsec liegen.

Hohe Energiekonversion durch Brennstoff-Natrium-Reaktion (BNR) (Kapitel 5)

- Es gibt in der dem heutigen Wissensstand entsprechenden Fachliteratur keine Beispiele und Argumente dafür, daß unter SNR-300 Störfallbedingungen durch eine BNR mechanische Energien oberhalb des SNR-300 Auslegungswertes von 370 MWsec freigesetzt werden können.
- Es wird begründet, daß die BNR-Parametermodelle es bei sachgerechter Wahl der Parameter (basierend auf experimentellen und theoretischen Ergebnissen) sehr wohl erlauben, die Umsetzung thermischer in mechanische Energie für konkrete Störfallsituationen eindeutig konservativ abzuschätzen.
- Die bewertenden Zitate aus wissenschaftlichen Arbeiten, die in der Bremer Vorlage abgedruckt sind, wurden dort vielfach in unzulässiger Weise interpretiert. Trotzdem wurden alle darin vorgebrachten Argumente geprüft. Dabei ging es vor allem um die Aussagen, daß

- im System Brennstoff-Natrium Energiekonversionsfaktoren in der Nähe der (durch Gleichgewichtsthermodynamik definierten) theoretischen oberen Grenze möglich seien, und daß
- die verfügbaren theoretischen Parametermodelle zur Berechnung der Energiekonversion ungeeignet seien.

Es wurde nachgewiesen, daß beide Aussagen unrichtig sind.

- Zur Abrundung wurde auch noch ein in der Literatur behandeltes und "thermische Detonation" genannter hypothetischer Reaktionsmechanismus mit potentiell hoher Energiekonversion diskutiert. Es wurde gezeigt, daß dieser Mechanismus für die Energetikfrage im SNR-300 keine Rolle spielt.

Auswirkungen von Unsicherheiten in Daten und Methoden auf die Energiefreisetzung (Kapitel 6)

- Die Unsicherheiten in den Reaktivitätskoeffizienten wurden quantifiziert, und es wurde gezeigt, daß die Störfallsimulationen (mechanische Energiefreisetzung) durch diese Unsicherheiten nicht wesentlich beeinträchtigt werden. Die in der Bremer Vorlage ausgedrückte Behauptung, daß die Störfallsimulationen durch solche Unsicherheiten maßgeblich verfälscht werden, ist damit gegenstandslos. Außerdem ist anzumerken, daß in Störfallanalysen pessimistische Werte im Hinblick auf die mechanische Energiefreisetzung verwendet werden.
- Die Unsicherheiten in den Zustandsdaten des Reaktorbrandstoffes sind zwar sehr viel größer als die der Reaktivitätskoeffizienten. Da die mechanische Energiefreisetzung jedoch relativ unempfindlich gegenüber Änderungen dieser Zustandsdaten (z.B. des Dampfdruckes von Brennstoff) ist, ist der Kenntnisstand für eine konservative Bestimmung ausreichend. Diese Aussagen werden sowohl durch die in der Bremer Vorlage zitierte Fachliteratur als

auch durch neuere, wissenschaftliche Arbeiten bestätigt. Die Bremer Vorlage enthält keine neuen Aspekte, hingegen zitiert sie teilweise unvollständig und interpretiert sinnentstellend.

- Die Grenzen der Leistungsfähigkeit des Punktkinetikmodells sind aus der Fachliteratur und durch eigene Studien bei KfK recht gut bekannt. Bei den Störfallanalysen für den SNR-300 wurde das Modell nur in dem Bereich eingesetzt, in dem es erfahrungsgemäß gültig ist; die Gültigkeit wurde außerdem durch zusätzliche Studien bestätigt. Diese Aussage ist konform mit den aus der Fachliteratur bekannten Ergebnissen. Die in der Bremer Vorlage formulierten Argumente wurden im einzelnen im Kapitel 6 diskutiert und erwiesen sich sämtlich als nicht stichhaltig.

Bewertung der von Richard E. Webb durchgeführten Unfallbetrachtungen (Kapitel 7)

R.E. Webb betrachtet in einigen unveröffentlichten Berichten eine Reihe von Unfallsituationen, die hier kurz getrennt, jede für sich, bewertet werden sollen:

1. Rekritikalitätsunfall durch Zusammenfallen von Brennstoffteilen

- Das Szenario von R.E. Webb enthält zahlreiche Widersprüche, insbesondere im Hinblick auf Reaktivitätsniveaus und Reaktivitätsrampen.
- Die Betrachtungen von R.E. Webb stützen sich auf einen falschen (simplifizierten) Zusammenhang zwischen Rampensteilheit und mechanischer Energiefreisetzung.
- Wesentliche Effekte (z.B. Vorhandensein und Sieden von Stahl, Herunterfallen von Brutmaterial) werden von R.E. Webb nicht einbezogen.

- Die Rekritikalitäten durch Brennstoffkompaktion im Kernbereich wurden im Genehmigungsverfahren des SNR-300 analysiert und diskutiert. Es ergab sich, daß für energetische Grenzfälle mechanische Energiefreisetzen bis etwa 100 MWsec erwartet werden müssen. Es besteht damit ein ausreichender Sicherheitsabstand zum Auslegungswert des SNR-300 von 370 MWsec.

2. Rekritikalitätsunfall durch eine lokale exzentrische Brennstoff/Dampfexplosion

- Das von R.E. Webb angegebene Szenario zur exzentrischen Brennstoff-Dampfexplosion ist unrealistisch.
- Seine Analyse des Szenarios enthält fundamentale Rechenfehler.
- Durch lokale Überhitzung einzelner Brennelemente können keine energetischen Kompaktionsvorgänge ausgelöst werden. Selbst unter verschärften, teilweise unrealistischen Randbedingungen liegen die mechanischen Energiefreisetzen um Größenordnungen unter den von Webb angegebenen Werten (und auch unter dem Auslegungswert des SNR-300, was für diese unrealistischen Fälle eigentlich belanglos ist).

3. Rekritikalitätsunfall durch eine lokale exzentrische Brennstoff-Natrium-Reaktion

- Extrem energetische Brennstoff-Natrium-Reaktionen (Dampfexplosionen) sind unter realistischen Störfallbedingungen ausschließbar.
- Periphere Brennstoff-Natrium-Reaktionen wurden in den SNR-300 Störfallanalysen unter Verwendung pessimistischer Annahmen betrachtet. Es zeigte sich, daß trotz einer inneren, von Natrium geleerten Kernzone keine gefährlichen, die Energetik vergrößernden implosiven Effekte vorhanden sind.

- Die Kritik von R.E. Webb an den bei KfK durchgeführten Analysen ist fehlerhaft und voller Mißinterpretationen. Die einzige von ihm selbst durchgeführte Modell-Betrachtung geht von einem kugelförmigen Reaktor aus, bei dem es im Gegensatz zur Realität keine axialen abschaltenden Bewegungen gibt.
- Damit kann die von R.E. Webb postulierte Brennstoffkompaktion, die zu einer extremen Energiefreisetzung führen soll, ausgeschlossen werden.

4. Erhöhung der Energetik durch Reduktion des Neutronen-Streaming

- Dieser Neutronen-Streaming-Effekt wurde bei KfK für den SNR-300 bereits vor Jahren berechnet.
- Eine Abschätzung der Auswirkungen dieses Effektes auf den energetischen Grenzfall des SNR-300 Kühlmitteldurchsatzstörfalles bei KfK ergab eine Erhöhung der mechanischen Energiefreisetzung um weniger als 10 Prozent.
- R.E. Webb führt in unrealistischer Weise die gesamte Streaming-Reaktivität als Stufe, d.h. mit unendlich steiler Rampe, zu.
- Aus dem Gesagten folgt, daß der reale Einfluß dieses Effektes auf die mechanische Energiefreisetzung unbedeutend ist. Die von Webb behaupteten hohen Energiefreisetzungen sind also für den SNR 300 bedeutungslos.

8.2 Relevanz der verschiedenen Arbeiten im Hinblick auf die Ermittlung einer oberen Grenze für die mechanische Energiefreisetzung bei schweren Störfällen eines bestimmten Brutreaktors

Nur wenige der diskutierten und bewerteten Arbeiten haben eine unmittelbare Bedeutung für die im Titel dieses Abschnittes angesprochene Fragestellung. Wir greifen hier einige wichtige Gesichtspunkte der Einleitung wieder auf. Viele Arbeiten verfolgen zunächst ganz andere Zielsetzungen. Es gibt im

wesentlichen zwei Arten von Zielsetzungen, denen sich sehr viele Veröffentlichungen zuordnen lassen:

A Demonstration der Fähigkeiten neuer fortgeschrittener Methodiken zur mathematisch-physikalischen Behandlung von Einzelphänomenen oder der Wechselwirkung einer begrenzten Anzahl von Phänomenen, ohne Anspruch auf Vollständigkeit für die mechanistische Analyse eines bestimmten Störfalls und Anlagenentwurfs.

B Aufzeigen potentieller neuer sicherheitstechnischer Risiken hinsichtlich der Auswirkungen von Einzelphänomenen oder der Wechselwirkung einer begrenzten Anzahl von Phänomenen ohne Anspruch auf Vollständigkeit für die mechanistische Analyse eines bestimmten Störfalls und Anlagenentwurfs.

Erst wenn für eine Veröffentlichung die folgenden drei Kriterien erfüllt sind, können die Ergebnisse der Untersuchungen die im Titel dieses Abschnittes genannte Relevanz haben:

- a) Berücksichtigung der anlagentechnischen Gegebenheiten, die für das betrachtete Störfallereignis von Bedeutung sind;
- b) Vollständigkeit und Konsistenz der Störfallanalyse, ausgehend vom Einleitungsereignis bis hin zur Ermittlung der in den Kernmaterialien gespeicherten thermischen Energie nach Sicherstellung der nuklearen Abschaltung;
- c) Konsistenz des Verfahrens zur Ermittlung der Umsetzung der in den Kernmaterialien gespeicherten thermischen Energie in mechanische Belastung des Primärsystems.

Nur wenige Veröffentlichungen werden diesen drei Kriterien gerecht, wenn man von projektbezogenen Störfallanalysen für ein Genehmigungsverfahren einmal absieht. Trotzdem liefern die Veröffentlichungen mit den weiter oben genannten Zielsetzungen A und B einen sehr wesentlichen Beitrag, um die projektbezogenen Störfallanalysen längerfristig zu verbessern.

Die unveröffentlichten Arbeiten von R.E. Webb und die Bremer Vorlage lassen sich nun in keine der obengenannten Kategorien einordnen. Sie verletzen nämlich sämtliche obengenannten Kriterien a bis c und zeichnen sich sogar dadurch aus, daß sie Veröffentlichungen mit den Zielsetzungen A oder B als Kronzeugen für hohe Energiefreisetzen heranziehen, obwohl diese dafür völlig ungeeignet sind. Den Zielsetzungen A und B genügen sie aber ebenso nicht, da sie sich weder durch eine neue fortgeschrittene Methodik noch durch das Aufzeigen neuer sicherheitstechnischer Risiken auszeichnen.

8.3 Schlußfolgerungen

Die intensive Durchsicht der Literatur unter Einschluß der neuesten internationalen Veröffentlichungen der letzten Jahre sowie der benannten anderen unveröffentlichten Berichte (Bremer Vorlage und einige Berichte von R.E. Webb) hat keine wesentlichen und bisher unberücksichtigten Störfallaspekte zu Tage gefördert. Es sind auch keine Untersuchungen gefunden worden, die es unter Verwendung eines hinreichend vollständigen (mechanistischen) Störfallszenarios und unter Berücksichtigung der anlagentechnischen Gegebenheiten des SNR-300 erwarten lassen, daß dabei mechanische Energiefreisetzen größer als 370 MWsec auftreten.

Eine Durchsicht der Fachliteratur führt andererseits sehr wohl auf Literaturstellen, in denen Wissenschaftler auf die Existenz von Unsicherheiten hinweisen. Diese Tatsache ist bekannt. Weltweit durchgeführte Forschungs- und Entwicklungsprogramme haben das Ziel, das Ausmaß dieser Unsicherheiten zu reduzieren mit dem hauptsächlichsten Interesse, für spätere Reaktoren heute noch notwendige Konservativitäten abbauen zu können. In keiner der hier diskutierten oder der durchgesehenen Literaturstellen wird allerdings die Behauptung aufgestellt, daß aufgrund der Unsicherheiten mit Energiefreisetzen gerechnet werden muß, die nicht beherrschbar sind.

Es darf dabei an dieser Stelle darauf hingewiesen werden, daß kaum ein wissenschaftliches Fachgebiet so ausführlich in aller Öffentlichkeit diskutiert wird, wie das der Schnellbrüttersicherheit. Durchschnittlich alle 2

Jahre finden große internationale Konferenzen statt, auf denen der weltweit erreichte Kenntnisstand der Öffentlichkeit dargelegt wird. Diese Konferenzen sind jedermann zugänglich - sowohl als Zuhörer als auch als Vortragendem.

Nach Kenntnis der Autoren dieser Studie ist auf keiner der erwähnten internationalen Konferenzen ein Beitrag präsentiert worden, der katastrophal hohe Energiefreisetzen als wahrscheinlich bezeichnet.

Es wird daher folgendes festgestellt:

- Katastrophal hohe Energiefreisetzen im Sinne der Webb'schen Szenarien sind unmöglich, weil diese Szenarien im Widerspruch zu physikalischen Gegebenheiten stehen oder - soweit die Szenarien zwar extrem unwahrscheinlich, aber physikalisch vorstellbar sind - bei der Berechnung der zur Energiefreisetzung führenden Vorgänge nachweisbare Fehler gemacht wurden.
- Die vorsichtige und auf Vollständigkeit und Konsistenz im Sinne der oben genannten Kriterien a, b und c ausgerichtete Vorgehensweise bei der Analyse schwerer Störfälle des SNR-300 führt unter Berücksichtigung aller ausgewerteten wissenschaftlichen Erkenntnisse zu dem Schluß, daß der Auslegungswert des SNR-300 von 370 MWsec für die mechanische Energiefreisetzung eine Obergrenze darstellt. Der Wert von 370 MWsec hat einen großen Abstand zu den ca. 100 MWsec, die man erhält, wenn man in konservativer Weise und unter Berücksichtigung bestehender Unsicherheiten bei Daten, physikalischen Modellen und Rechenmethoden diese Störfälle analysiert.

Eine höhere Energiefreisetzung wäre nur denkmöglich, wenn zu den ohnehin extrem unwahrscheinlichen Vorgängen, die zu einem Störfall dieses Typs führen, eine nicht mehr vorstellbare Häufung weiterer voneinander unabhängiger Ereignisse hinzukommen würde.

Deshalb kommen wir zu dem Schluß:

Für den SNR 300 kann mit an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit, d.h. damit praktisch ausgeschlossen werden, daß schwere Störfälle auftreten, deren mechanische Energiefreisetzen den Auslegungsgrenzwert von 370 MWsec überschreiten.

Danksagung

Für einige wichtige Hinweise und Anregungen danken wir den Herren
Dipl. Ing. H. Cramer, Dr. C. Essig, Dr. H. Kleykamp, Dr. P. Schmuck,
Dr. R. Steinmetz, Dr. D. Struwe und Dipl. Phys.D. Thiem.

Für die Sorgfalt und termingerechte Fertigstellung einer schreib-
maschinengeschriebenen Reinschrift des Manuskriptes danken wir den
Damen G. Bunz, Ch. Kastner, R. Klausmann-Stern und M.L. Molinari.