



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

Backfitting-
Forschungsreaktoren

Teil 1:

Zuordnung
der Forschungsreaktoren
zu Gruppen

D. Leven
R.-D. Wendling
W. Wurtinger

GRS-28



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

Backfitting- Forschungsreaktoren

Teil 1:

Zuordnung der Forschungsreaktoren zu Gruppen

Dietrich Leven
Rolf-D. Wendling
Wolfgang Wurtinger

GRS-28 (Oktober 1981)

Anmerkung:

Dieser Bericht ist von der GRS im Auftrag des Bundesministers des Innern erstellt worden. Er ist inhaltsgleich mit dem Auftragsbericht GRS-A- 408 (Dezember 19 79). Die darin enthaltenen Arbeitsergebnisse müssen nicht mit der Auffassung des Auftraggebers übereinstimmen.

Herausgeber:

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Glockengasse 2, 5000 Köln 1

Redaktion: R. Nowak

Kurzfassung

Der vorliegende Bericht ist Teilergebnis einer Untersuchung zum Thema Backfitting von Forschungsreaktoren.

Ziel des Berichtes ist es, eine Basis zu schaffen für zu erstellende Sicherheitsanforderungen an Forschungsreaktoren und für die Aufstellung einer Prioritätenliste, nach der die Analysen der Forschungsreaktoren im Hinblick auf eventuell zu treffende Backfitting-Maßnahmen vorgenommen werden können.

Hierzu wurden die Forschungsreaktoren Systemgruppen und Gefährdungsgruppen zugeordnet. Die Kriterien, nach denen diese Zuordnung erfolgt, basieren auf einer Bewertung der Anforderungen an die Systeme zur Beherrschung der Nachwärmeabfuhr und auf einer Bewertung des Gefährdungspotentials der Reaktoren. Es zeigte sich, daß alle Forschungsreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland drei Systemgruppen und drei Gefährdungsgruppen zugeordnet werden können.

Die Ergebnisse der Zuordnung nach diesen Gruppen wurden miteinander in Beziehung gesetzt; daraus ergibt sich sowohl eine Skalierung der Anforderungsstufen für zu erstellende Sicherheitsanforderungen als auch eine Prioritätenliste, nach der die Analyse der Forschungsreaktoren im Hinblick auf eventuell zu treffende Backfitting-Maßnahmen vorgenommen werden könnte.

In die Gruppe mit den höchsten Anforderungen und der höchsten Priorität fallen 10 % der untersuchten Forschungsreaktoren; in die Gruppe der nächst niedrigeren Anforderungen und der 2. Priorität gehören 23 % der untersuchten Forschungsreaktoren. 67 % sind der Gruppe mit niedrigsten Anforderungen und der 3. Priorität zuzuordnen.

Abstract

This report represents the partial result of an investigation in backfitting of research reactors.

It is the aim of this paper to fix the basis for constituting safety requirements in research reactors as well as to list priorities allowing the analysis of research reactors with respect to maybe necessary backfitting measures.

Therefore, the research reactors have been attached to different system groups and risk groups. The criteria leading to this classification are based on the evaluation of the requirements to the Systems for Controlling the post heat flow, and on the evaluation of the hazards potential of the reactors. It could be showed that all research reactors in the German Federal Republic can be classified into three system groups and three risk groups.

The results of the classification into these groups have been put into relation; this leads to a sequence of the stages for

the necessary safety requirements as well as to a listing of priorities allowing the analysis of research reactors with respect to maybe necessary backfitting measures.

The group with highest requirements and highest priority includes 10 % of the investigated research reactors; the group with next lower requirements and second priority includes 23 %. 67 % are to be classified in the group with lowest requirements and third priority.

INHALT

	Seite
1 . Einleitung	1
2. Überblick über die Forschungsreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland	2
3. Zuordnung der Forschungsreaktoren	5
3.1 Zuordnung zu Systemgruppen	5
3.2 Zuordnung zu Gefährdungsgruppen	8
4. Ergebnisse	12

BILDER UND TABELLEN

	Seite
Bild 1: Musterbogen zur Erfassung der Forschungsreaktordaten	4
Bild 2: Abhängigkeit zwischen der Zahl der zu einer Gefährdungsspanne gehörenden Forschungsreaktoren Z und dem relativen Gefährdungspotential G_R (ohne SNEAK)	11
Bild 3: Beziehung zwischen den Ergebnissen der Zuordnung der Forschungsreaktoren zu Systemgruppen und zu Gefährdungsgruppen	12
Tab. 1: Übersicht über die Forschungsreaktoren der Bundesrepublik Deutschland (Stand: März 19 78)	3
Tab. 2: Analyse der Forschungsreaktoren hinsichtlich systemtechnischer Gesichtspunkte und Zuordnung zu Systemgruppen	6
Tab. 3: Zuordnung der Forschungsreaktoren zu Gefährdungsgruppen nach ihrem relativen Gefährdungspotential	10

1. EINLEITUNG

Im Auftrag des Bundesministers des Innern erarbeitet die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) Grundlagenmaterial für das Vorgehen bei der Festlegung möglicher Backfitting-Maßnahmen bei Forschungsreaktoren (FR). Ziel der Untersuchungen ist, übergeordnete technische Mindestanforderungen an FR zusammenzustellen. Diese sollen dann mit den Ist-Zuständen der einzelnen FR verglichen werden. Die festgestellten Abweichungen werden daraufhin zu analysieren sein, ob sie Backfitting-relevant sind oder nicht.

Die FR in der Bundesrepublik Deutschland wurden jeweils für spezielle Forschungskomplexe entwickelt und ausgelegt. Sie unterscheiden sich demgemäß erheblich voneinander, insbesondere auch bezüglich ihrer Leistung, die von 0,1 W bis hin zu 44 MW reicht. Wie entsprechende Voruntersuchungen zeigten, erscheint es daher nicht sinnvoll, einheitliche technische Mindestanforderungen für alle FR zu formulieren, die ihrerseits für die Beurteilung der Backfitting-Relevanz verwendet werden könnten. Aus diesem Grunde bietet sich folgende Gliederung der Aufgabe an:

Zunächst soll eine Zuordnung der einzelnen Forschungsreaktoren zu Gruppen nach systemtechnischen Gesichtspunkten vorgenommen und dabei auch die Auswirkungen von Störfällen als Zuordnungskriterium verwendet werden. Diese Zuordnung soll einerseits die Basis für die Bearbeitung der nächsten Themenkreise bilden, zugleich aber auch der Beurteilung dienen, welche Forschungsreaktoren hinsichtlich möglicher Backfitting-Maßnahmen erhöhter Aufmerksamkeit und zeitlicher Priorität bedürfen.

Der zweite Themenkreis beinhaltet die Diskussion der Anwendbarkeit bestehender Sicherheitskriterien auf Forschungsreaktoren in Abhängigkeit von ihrer Gruppenzugehörigkeit.

Der dritte Themenkreis sieht eine Zusammenstellung sicherheitstechnisch relevanter Aspekte für Forschungsreaktoren vor.

Der vorliegende Bericht enthält die Ergebnisse der Untersuchungen zum ersten Themenkreis. Gemäß der Aufgabenstellung werden die Forschungsreaktoren unter den Gesichtspunkten "systemtechnische Auslegung" und "Gefährdungspotential" analysiert und in Gruppen eingeteilt. Als sinnfällige Bezeichnungen werden "Systemengruppe" und "Gefährdungsgruppe" verwendet.

Voraussetzung für die vorliegende Ausarbeitung ist die übersichtliche Erfassung der Anlagedaten. Im folgenden wird daher zunächst die Datenerfassung beschrieben. Die Ermittlung von System- und Gefährdungsgruppen schließt sich an.

2. ÜBERBLICK ÜBER DIE FORSCHUNGSREAKTOREN IN DER BUNDESREPUBLIK DEUTSCHLAND

Einer Erhebung im Jahre 19 78 zufolge fallen von den derzeit in der Bundesrepublik vorhandenen kerntechnischen Anlagen insgesamt 39 Anlagen unter den Begriff "Forschungsreaktoren". Hier- von waren 25 in Betrieb, bei 3 Anlagen war die Inbetriebnahme geplant oder die Betriebsgenehmigung in Vorbereitung und für eine Anlage stand die erste Teilerrichtungsgenehmigung (TEG) noch aus. Insgesamt 7 Anlagen waren entweder stillgelegt oder ihre Stilllegung war beantragt, und 3 Anlagen waren zum Zeitpunkt der Erhebung aus verschiedenen Gründen außer Betrieb. Tabelle 1 gibt eine Übersicht über alle in der Bundesrepublik vorhandenen Anlagen, die unter den Begriff Forschungsreaktor fallen. Im folgenden werden nur die Forschungsreaktoren behandelt, die sich entweder in Betrieb befinden oder mit deren Inbetriebnahme in absehbarer Zeit gerechnet werden kann. Sie sind in Tabelle 1 entsprechend gekennzeichnet.

Der Datenerfassung lagen die Sicherheitsberichte der Anlagen, die TÜV-Sicherheits- und Betriebsgutachten, sowie bei einigen Anlagen zusätzliche Systembeschreibungen und spezielle Störfallbetrachtungen zugrunde. Aus diesen wurden die für die Eingruppierung relevanten Daten der Forschungsreaktoren ermittelt und in Form von Erfassungsbögen zusammengestellt. Bild 1 zeigt ein Muster dieser Erfassungsbögen. Für einige Anlagen, z.B. ITR und HTR der KFA Jülich, lag nur unvollständiges Datenmaterial vor; dennoch wurden diese Reaktoren in die Gruppierung mit einbezogen. Wesentliche Änderungen in der Zuordnung dürften sich hierdurch nicht ergeben.

In verschiedenen Leistungsstufen sind die in Betrieb befindlichen Forschungsreaktoren bis auf wenige Ausnahmen durchaus vergleichbar hinsichtlich ihres Aufbaus, wie beispielsweise Reaktortank, Kernanordnung, Brennstoffmatrix oder Hüllmaterial.

Bei den leistungsstärkeren Reaktoren von 2 kW bis 44 MW (mit Ausnahme des FR 2) besteht der Brennstoff entweder aus einer Uran-Aluminium-Legierung mit hochangereichertem Uran (ca. 90 % U-235) oder aus einer Uran-Zirkonhydrid-Matrix mit geringerer U-235-Anreicherung (ca. 20 und 44 %). Ihr Kern ist im allgemeinen in einem nach oben offenen Reaktortank (Schwimmbadreaktor) angeordnet.

Bei den leistungsschwächeren Reaktoren (< 2 kW) handelt es sich mit Ausnahme der Anlagen SNEAK, TKA, ITR und HTR um Reaktoren vom Typ SUR-100, die keine besondere Kühleinrichtung benötigen und deren Kern aus einer homogenen, festen Brennstoff-Moderator-Mischung (U/Polyäthylen) besteht. Die Siemens-Unterrichts-Reaktoren gleichen einander so sehr, daß es gerechtfertigt erscheint, sie im folgenden unter der Bezeichnung SUR zusammenzufassen und von einer Einzelbehandlung abzusehen.

Wesentlich von allen anderen Forschungsreaktoren unterscheidet sich die Schnelle Nulleistungs-Experimentier-Anlage Karlsruhe

Bezeichnung	Standort	Bemerkungen	Behandlung in diesem Bericht	
			ja	nein
TKA	Karlstein	z.Z. außer Betrieb, Wieder- inbetriebnahme jederzeit möglich	x	
ANEX	Geesthacht	stillgelegt		x
SUR-100	Stuttgart		x	
SUR-100	Ulm		x	
SUR-100	Karlsruhe		x	
SUR-100	Furtwangen		x	
SUR	Garching		x	
SUR-100	Berlin		x	
SUR-100	Bremen		x	
SUR-100	Hamburg		x	
SUR-100	Darmstadt	Errichtung und Betriebsge- nehmigung in Vorbereitung	x	
SUR-100	Hannover		x	
SUR-100	Aachen		x	
SUR-100	Kiel		x	
ITR	Jülich		x	
HTR	Jülich		x	
L77A	Jülich	Abschluß des genehmigten Ab- baus 27.4.1977		x
PR-10	Karlstein	Abschluß des genehmigten Ab- baus 13.12.1976		x
SUAK	Karlsruhe	Stilllegung am 13.6.1977 be- antragt		x
STARK	Karlsruhe	Genehmigung zur Stilllegung am 1.3.1977 erteilt		x
SAR	Garching	nicht in Betrieb genommen		x
SNEAK	Karlsruhe		x	
SLOW-POKE-2	Köln	Antragstellung 16.5.1976	x	
BER I	Berlin	stillgelegt gemäß Bescheid vom 15.2.1974		x
FRF I	Frankfurt	stillgelegt		x
FRMZ	Mainz		x	
TRIGA HD I	Heidelberg	stillgelegt		x
TRIGA HD II	Heidelberg	Inbetriebnahme 22.2.1978	x	
FRH	Hannover		x	
FRN	Neuherberg		x	
FRMB	Braunschweig		x	
FRF 2	Frankfurt	Betriebsgenehmigung in Vor- bereitung	x	
FRM	Garching		x	
BER II	Berlin		x	
FRG I	Geesthacht		x	
FRJ 1	Jülich		x	
FRG II	Geesthacht	Leistungserhöhung bis 21 MW beantragt	x	
FRJ 2	Jülich		x	
FR 2	Karlsruhe		x	

Tab. 1:

Übersicht über die Forschungsreaktoren der Bundes-
republik Deutschland (Stand: März 1978)

Anlage allgemein Brennstoff BE-Hülle BE Reaktorkern Kernaufbau	1	Bezeichnung der Anlage	
	2	Standort	
	3	Betreiber	
	4	Hersteller	
	5	Zuständige Behörde	
	6	Antragstellung	
	7	1. TEG	
	8	Inbetriebnahme	
	9	In Betrieb Ja/nein	
	10	Reaktortyp	
	11	Themische Leistung	
	12	Material	
	13	Schmelzpunkt	
	14	Anreicherung	
	15	Material	
	16	Schmelzpunkt	
	17	Spaltgasdruck	
	18	Aufbau des BE	
	19	Menge des spaltbaren Materials pro BE	
	20	Geometrie des Kerns	
	21	Zahl der BE im Kern	
	22	Gesamtinventar an spaltbarem Material	
	23	Mittlerer Abbrand der BE	
	24	Gesamtinventar an Spaltprodukten	
	25	Moderator	
	26	Reflektor	
	27	Temperaturkoeffizient	
	28	Regelung	
	29	Schnellabschaltung	
	1	Tank freistehend / im Erdreich versenkt	Reaktoraufbau
	2	Dicke der Betonhülle um den Tank	
	3	Tank oben offen / abgedeckt	
	4	Durchbrüche in den Tank (Strahlrohre etc.)	
	5	Höhe der Durchbrüche in bezug auf Oberkante Kern	
	6	Containment ja/nein, max. Überdruck	
	7	Kühlmittel / Menge; Betriebstemperatur / -druck	
	8	Naturumlauf / Zwangskühlung	
	9	Primärsystem ja/nein	
	10	Redundanz des Primärsystems	
	11	Sekundärsystem ja/nein	
	12	Redundanz des Sekundärsystems	
	13	Notkühlung vorhanden ja/nein	
	14	Nachwärmeabfuhr nach Vollast zur Verhinderung von Kernschmelze: a) nicht nötig b) die passiven Komponenten der Reaktorkühlung müssen intakt sein c) aktive Komponenten der Reaktorkühlung sind erforderlich	Reaktorkühlung
	15	Welche Störfälle (auch hypothetische) führen zur Kernschmelze?	
	16	Welche Teile der Anlage sind ausgelegt gegen a) Erdbeben b) Flugzeugabsturz c) Druckwelle	EVA
	17	Redundanz der Netzversorgung	Energieversorgung
	18	Notstromversorgung ja/nein	
	19	Redundanz der Notstromversorgung	
	20	Wiederholungsprüfung der Diesel	
	21	Lagerung in separatem Becken	BE-Lagerung
	22	Lagerung im Reaktortank	
	23	Zahl der gelagerten BE	
	24	Handhabung der BE	

Bild 1:

Musterbogen zur Erfassung der Forschungsreaktordaten

(SNEAK). Die SNEAK erreicht bei einem Neutronenfluß von 10^6 bis 10^{10} schnellen Neutronen/cm²s eine Leistung von etwa 0,1 bis 1000 W. Aufgrund der relativ geringen Leistung, die während normaler Betriebsbedingungen erreicht wird, wäre die Anlage den leistungsschwächeren Reaktoren zuzuzählen. Der wesentliche Unterschied zu den leistungsschwächeren Reaktoren besteht jedoch darin, daß der Reaktorkern der SNEAK bezüglich Spaltmaterialinventar, Geometrie und Materialzusammensetzung dem Kern eines schnellen Leistungsbrutreaktors entspricht. Dieser Kern kann bis zu 342 kg Pu enthalten. Die bei der SNEAK tatsächlich erreichbare Leistung, die beim bestimmungsgemäßen Betrieb nur zu einem minimalen Bruchteil ausgenutzt wird (Nullleistung), übersteigt bei weitem das Potential der leistungsstärkeren Forschungsreaktoren.

Die SNEAK wird daher bei den folgenden Eingruppierungen jeweils gesondert behandelt.

3. ZUORDNUNG DER FORSCHÜNGSREAKTOREN

3.1 Zuordnung zu Systemgruppen

Um die Forschungsreaktoren Systemgruppen zuzuordnen, werden die Anforderungen an die systemtechnische Auslegung der Anlagen bewertet. Anlagen mit annähernd gleichen Anforderungen werden zu Gruppen zusammengefaßt.

Der Vergleich der sicherheitstechnisch relevanten Systeme der einzelnen Forschungsreaktoren, z.B. Reaktorschutzsystem, Reaktorschnellabschaltsystem, Kühlsystem, Nachkühlsystem, sowie die Auslegung der Reaktoren gegen Störfälle (Auslegungsstörfall, EVA) zeigten, daß sich wesentliche Unterschiede der Reaktoren anhand der Systeme zur Beherrschung der Nachwärmeabfuhr erkennen lassen, und daß diese Systeme charakteristisch und repräsentativ für die einzelnen Forschungsreaktoren sind.

Die Eingruppierung in Systemgruppen erfolgte daher anhand derjenigen Einrichtungen zur Nachwärmeabfuhr, die aus sicherheitstechnischer Sicht erforderlich sind, um die Integrität des Reaktorkerns zu erhalten. Hierzu wurden folgende Kriterien verwendet:

- a) Zur Nachwärmeabfuhr nach Abschaltung des Reaktors aus Volllastbetrieb sind keine Kühleinrichtungen erforderlich.
- b) Zur Nachwärmeabfuhr nach Abschaltung des Reaktors aus Volllastbetrieb sind Kühleinrichtungen erforderlich. Die Unversehrtheit passiver Komponenten, wie z.B. Reaktorbecken, Rohrleitungen etc., muß gewährleistet sein.
- c) Zur Nachwärmeabfuhr nach Abschalten des Reaktors aus Volllastbetrieb sind Kühleinrichtungen erforderlich. Neben der Unversehrtheit passiver Komponenten muß das Funktionieren aktiver Komponenten, wie z.B. Pumpen, gewährleistet sein.

Die Ergebnisse dieser Zuordnung der Forschungsreaktoren zu Systemgruppen sind in Tabelle 2 wiedergegeben. In den Spalten 4 bis 6 ist vermerkt, welche der oben aufgeführten Kriterien auf den jeweiligen Reaktor zutreffen. Treffen, wie im Falle des FRH, sowohl Kriterium a) als auch b) zu, so bedeutet dies, daß zwar auch beim Trockenlegen des Reaktorkerns kein Schmelzen des Brennstoffes zu erwarten ist, eine Schädigung der Brennelementhüllen jedoch nicht ausgeschlossen werden kann. Die Kombination der Kriterien b) und c) ist entsprechend zu verstehen.

Nr.	Reaktor	Leistung	Nachkühlung erforderlich			Systemgruppe
			nein (Kriterium a)	ja passiv (Kriterium b)	ja aktiv (Kriterium c)	
1	TKA	-	x			3
2	SUR ¹⁾	0,1 - 0,8 W	x			
3	ITR	50 W	(x)			
4	HTR	100 W	(x)			
5	SLOW-POKE	2 kW	x	x		
6	FRMZ	100 kW	x			
7	TRIGA HD II	250 kW	x	x		
8	FRH	250 kW	x	x		
9	FRN	1 MW	x			
10	FMRB	1 MW		x		2
11	FRF 2	1 MW		x	x	
12	FRM	4 MW		x		
13	BER II	5 MW		x		
14	FRG I	5 MW		x		
15	FRJ 1	10 MW		x		
16	FRG II	15 MW		x		
17	FRJ 2	23 MW			x	1
18	FR 2	44 MW			x	
19	SNEAK	1 kW	(x)			1

¹⁾ Unter dieser Bezeichnung sind insgesamt 12 Siemens-Unterrichts-Reaktoren zusammengefaßt.

Tab. 2:

Analyse der Forschungsreaktoren hinsichtlich systemtechnischer Gesichtspunkte und Zuordnung zu Systemgruppen

Aufgrund dieser Analysen erscheint es sinnvoll, die Forschungsreaktoren in folgende Systemgruppen einzuordnen:

Systemgruppe 3 erfüllt Kriterium a) oder a) + b), nicht aber b) alleine und/oder c).

- Systemgruppe 2 erfüllt Kriterium b) oder b) + c), nicht aber c) alleine und/oder a). In diese Systemgruppe fallen 7 Reaktoren.
- Systemgruppe 1 erfüllt Kriterium c) alleine. In diese Systemgruppe fallen 2 Reaktoren.

Die SNEAK läßt sich nach den oben genannten Kriterien diesen Systemgruppen nicht zuordnen; sie wird im folgenden eingehend behandelt.

Da die SNEAK bei bestimmungsgemäßem Betrieb nicht im Dauerbetrieb und nur bei geringen Leistungen gefahren wird, sind zur Abfuhr für die beim Reaktorbetrieb anfallende Leistungs- und Nachwärme keine Kühleinrichtungen erforderlich. Auch der Ausfall der Zwangskühlung, die zur Abfuhr der Zerfallswärme des im Kern vorhandenen Plutoniums dient, kann nicht zu einem unzulässigen Temperaturanstieg im Reaktorkern führen. Demzufolge trafe für die Anlage SNEAK das Kriterium a) zu und die SNEAK gehörte der Systemgruppe 3 an. Eine derartige Zuordnung der SNEAK zu Systemgruppe 3 wäre jedoch nicht sinnvoll, denn bei den Reaktoren der Systemgruppe 3 kann nach dem derzeitigen Kenntnisstand bei einem Reaktivitätsstörfall, der zur plötzlichen Zufuhr der vorhandenen Überschußreaktivität führt, bei gleichzeitigem Versagen der Schnellabschaltung keine unzulässige Beschädigung des Reaktorkerns auftreten. Dagegen muß bei der SNEAK für das sichere Abfangen möglicher Leistungsexkursionen die Funktion der Reaktorschnellabschaltung immer gewährleistet sein. Dies wird im folgenden begründet:

Im bestimmungsgemäßen Betrieb der SNEAK, d.h. bei Leistungen bis zu max. 1 kW, treten auch ohne Kühlung keine unzulässigen lokalen Erhitzungen auf. Die Zwangskühlung des Kerns (Luft) dient vor allem zur Abfuhr der vom Reaktorbetrieb unabhängigen, ständig durch den radioaktiven Zerfall des Plutonium-Inventars anfallenden Wärmemenge. Sie ist für eine Wärmeleistung von 2 kW ausgelegt. Bei Leistungsexkursionen können dagegen höhere Wärmeleistungen auftreten. Dabei muß zwischen Leistungsexkursionen, die inhärent und solchen, die nicht mehr inhärent abgefangen werden können, unterschieden werden. Bei inhärent abfangbaren Leistungsexkursionen kann ein vollständiges Versagen des Sicherheitssystems zugelassen werden, ohne daß es als Folge der Exkursion zur Beschädigung von Hüllmaterialien des Brennstoffes oder sogar zum Schmelzen des Brennstoffes kommt.

Bei einer Wärmekapazität des Kerns von ca. 1 MW s/K können Leistungsexkursionen des Reaktors mit einer Energiefreisetzung bis zu mehreren 100 MW/s inhärent abgefangen werden. Dies entspricht einer maximal zulässigen rampenförmigen Reaktivitätszufuhr

$$\left(\frac{dk}{kdt} \leq 0,1 \text{ \$/s}\right) \text{ von } \frac{\Delta k}{k} = 2 \cdot 10^{-3}.$$

Sprunghafte positive Reaktivitätszufuhren, die diesen Wert übersteigen und damit nicht mehr inhärent abzufangen sind, können bei Reaktivitätsstörungen auftreten, die durch unkontrollierte

Fehlbewegungen im Reaktor ausgelöst werden, z.B. beim Absturz eines Absorberelementes. Gegen derartige Störfälle ist die Reaktorschnellabschaltung ausgelegt, sie wird durch das Herauschießen von bis zu 10 Sicherheitsstäben ausgelöst.

Die Abschaltreserve des Systems beträgt

$$\frac{\Delta k}{k} = - 2,5 \cdot 10^{-2}.$$

Damit können durch das Reaktorschnellabschaltsystem sprunghafte Reaktivitätszufuhren bis zu

$$\frac{\Delta k}{k} = 2 \cdot 10^{-3}$$

und rampenförmige Reaktivitätszufuhren

$$\frac{dk}{kdt} \leq 1 \text{ \$/s bis zu } \frac{\Delta k}{k} = 2,5 \cdot 10^{-2}$$

abgefangen werden.

Hinsichtlich der Zuordnung der SNEAK ergibt sich somit:

Systeme zur Nachkühlung sind nicht erforderlich.

Zur Beherrschung von Reaktivitätsstörungen wird ein aktives System benötigt.

Die vorhergehende Diskussion führt zu dem Ergebnis, daß die SNEAK der Systemgruppe 1 zugeordnet werden sollte bzw. einer Systemgruppe, deren Rangordnung der der Systemgruppe 1 entspricht.

3.2 Zuordnung zu Gefährdungsgruppen

Die Analysen zur Einordnung der Forschungsreaktoren in Systemgruppen hatten gezeigt, daß sich die FR hinsichtlich der Anforderungen an ihre sicherheitstechnische Auslegung beträchtlich unterscheiden; so benötigen einige der FR überhaupt keine Nachkühlung, weil die Integrität des Kerns immer gegeben ist. Aufgrund der vorhergehenden Analysen ist es naheliegend, auch das Gefährdungspotential der einzelnen Anlagen zu untersuchen, die FR entsprechenden Gefährdungsgruppen zuzuordnen und daraufhin System- und Gefährdungsgruppen zu korrelieren.

Die zunächst naheliegende Vermutung, das Gefährdungspotential einer Anlage sei proportional ihrer Leistung, wäre nur dann richtig, wenn andere Anlagenspezifika, insbesondere die inhärente Sicherheit, dabei nicht berücksichtigt würden. Der Versuch, alle Anlagenspezifika mit einzubeziehen und das jeweilige Gefährdungspotential in Abhängigkeit von der Versagensmöglichkeit der systemtechnischen Einrichtungen zu ermitteln, überstieg jedoch den Rahmen dieser Untersuchungen.

Für die Zuordnung der Forschungsreaktoren zu Gefährdungsgruppen reicht es aus, das Gefährdungspotential der Forschungsreaktoren untereinander zu vergleichen und die Forschungsreaktoren in eine Relativskala einzuordnen. Dieser Weg wird im folgenden beschrrieben. Dafür wird willkürlich das Gefährdungspotential des FRJ-2 gleich 100 gesetzt und das der übrigen Forschungsreaktoren darauf normiert. Unter der Zielsetzung, das relative Gefährdungspotential zu bestimmen, ist es zulässig, für die jeweilige Anlage dasjenige hypothetische Ereignis zu "konstruieren", das zu den maximalen Freisetzungen an radioaktiven Stoffen und zu den maximalen Direktstrahlungen führte. Bei dieser Vorgehensweise werden lediglich die immanenten und die inhärenten Sicherheiten der Anlagen berücksichtigt. Dagegen wird z.B. das Versagen aller Rückhaltebarrieren unterstellt, die durch das umgebende Gebäude und durch die vorhandenen Filtereinrichtungen gegeben sind. Ebenso wird unterstellt, daß die vorhandenen systemtechnischen Einrichtungen zur Kühlung des Reaktorkerns vollständig ausfallen, soweit ihre Funktion nicht durch inhärente Sicherheitseigenschaften der Anlage garantiert ist. So wird z.B. bei allen Reaktoren das Versagen der Abdichtungen der im Reaktortank vorhandenen Durchbrüche (Strahlrohrdurchführungen u.a.) angenommen. Falls jedoch bei Versagen der tiefstgelegenen Durchföhrung der Reaktortank nicht vollständig leerlaufen kann, wird das im Reaktortank verbleibende Restkühlmittel in Rechnung gestellt. In ähnlicher Weise stellt z.B. die Brennstoffmatrix eine immanente Sicherheitsbarriere dar, wenn es auch nach vollständiger Trockenlegung des Reaktorkerns aufgrund der Wärmeabfuhr durch Strahlung und Konvektion nicht zu einem Schmelzen des Brennstoffes kommen kann.

Einen Überblick über die Ergebnisse der Untersuchungen gibt Tabelle 3. In Spalte 2 sind die einzelnen Reaktoren aufgeführt. Dabei wurden alle 12 Siemens-Unterrichts-Reaktoren nicht einzeln aufgezeigt, sondern unter der Sammelbezeichnung SUR zusammengefaßt. Spalte 3 gibt die Leistung und Spalte 4 die Art des Brennstoffes an. In Spalte 5 ist das relative Gefährdungspotential (FRJ-2 = 100) vermerkt.

Um nun die einzelnen Forschungsreaktoren in Gefährdungsgruppen einzuordnen, wurde in einem Balkendiagramm die Zahl der zu einer Gefährdungsspanne gehörenden Reaktoren über dem relativen Gefährdungspotential G_R aufgetragen (Bild 2). Die Höhe eines Balkens entspricht der Zahl der zur Gefährdungsspanne gehörenden Reaktoren, die Breite des Balkens steht für die Breite der Gefährdungsspanne.

Dabei stellt sich heraus, daß 20 Reaktoren ein relatives Gefährdungspotential von $< 0,1$ und zwei weitere ein relatives Gefährdungspotential in der Spanne $0,1$ bis 2 besitzen. Fünf Reaktoren haben ein relatives Gefährdungspotential zwischen 10 und 50 und zwei ein relatives Gefährdungspotential 2 100 . Die Graphik legt nahe, die Forschungsreaktoren drei Gefährdungsgruppen zuzuordnen. Die sinnvoll erscheinenden Grenzen zwischen den Gefährdungsgruppen sind in Bild 2 durch gestrichelte Linien markiert. Nach dieser Zuordnung gehören in:

Nr.	Reaktor	Leistung	Brennstoff	Relatives Gefährdungspotential	Gefährdungsgruppe
1	TKA	-	UO ₂	↑ < 0,1 ↓	III
2	SUR ¹⁾	0,1 - 0,8 W	U ₃ O ₈ /Polyäth.		
3	ITR	50 W	UZrH		
4	HTR	100 W	(U-Th)O ₂ /Graph.		
5	SLOW-POKE	2 kW	U-Al		
6	FRMZ	100 kW	UZrH		
7	TRIGA HD II	250 kW	UZrH		
8	FRH	250 kW	UZrH		
9	FRN	1 MW	UZrH		
10	FMRB	1 MW	U-Al		
11	FRF 2	1 MW	UZrH		
12	FRM	4 MW	U-Al	↑ 10 - 50 ↓	II
13	BER II	5 MW	U-Al/UZrH		
14	FRG I	5 MW	U-Al		
15	FRJ 1	10 MW	U-Al		
16	FRG II	15 MW	U-Al		
17	FRJ 2	23 MW	U-Al	↑ ≥ 100 ↓	I
18	FR 2	44 MW	UO ₂		
19	SNEAK	1 kW	U/UO ₂ /PuO ₂	> 100	I

¹⁾ Unter dieser Bezeichnung sind insgesamt 12 Siemens-Unterrichts-Reaktoren zusammengefaßt.

Tab. 3:

Zuordnung der Forschungsreaktoren zu Gefährdungsgruppen nach ihrem relativen Gefährdungspotential (FRJ-2: rel. Gefährdungspotential =100)

Gefährdungsgruppe	Gefährdungspotential	Reaktoren
I	höheres	2
II	mittleres	5
III	niederes	22

Diese Zuordnung ist auch in Tabelle 3 angegeben (Spalte 6).

Die SNEAK wurde dabei nicht berücksichtigt, da sie eine Sonderstellung unter den Forschungsreaktoren einnimmt. Nach den Ausführungen der Abschnitte 3.1 und 3.2 läßt sich die SNEAK jedoch verhältnismäßig leicht einer Gefährdungsgruppe zuordnen: Das hypothetische Ereignis, das im Falle SNEAK zu unterstellen wäre, um die maximalen Auswirkungen zu erhalten, ist nach den obigen Ausführungen und denen in 3.1 das vollständige Versagen der Sicherheitssysteme. In diesem Fall könnten bei einer Leistungsexkursion, z.B. durch den Störfall "Abstürzen eines Absorberelementes", Temperaturen im Reaktorkern erreicht werden,

bei denen ein Schmelzen von Strukturmaterial und Brennstoff nicht mehr ausgeschlossen werden darf. Das relative Gefährdungspotential, das sich hieraus errechnete, wäre > 100 . Demzufolge ist die SNEAK der Gefährdungsgruppe I zuzuordnen.

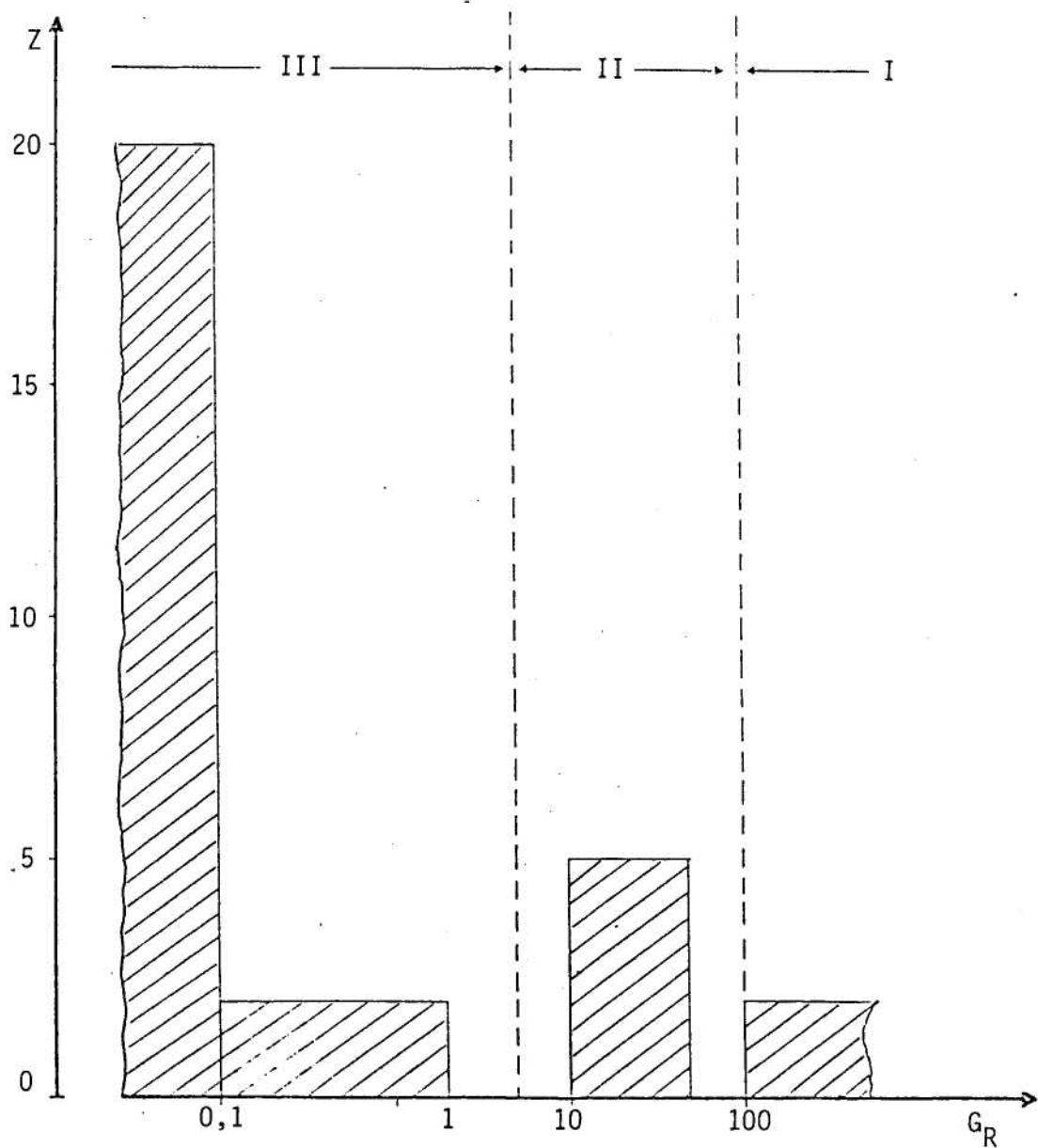


Bild 2;

Abhängigkeit zwischen der Zahl der zu einer Gefährdungsspanne gehörenden Forschungsreaktoren Z und dem relativen Gefährdungspotential G_R (ohne SNEAK)

4. ERGEBNISSE

Die Ergebnisse der Zuordnungen von Forschungsreaktoren zu Systemgruppen und zu Gefährdungsgruppen werden durch die Matrix in Bild 3 zueinander in Beziehung gesetzt. In dieser Matrix sind die Zeilen die Gefährdungsgruppen und die Spalten die Systemgruppen. Die Ziffern 1 bis 19 entsprechen den Numerierungen der Reaktoren in den Tabellen 2 und 3. Auch hier werden wieder alle einzelnen Siemens-Unterrichts-Reaktoren unter der Ziffer 2 zusammengefaßt.

System- gruppe Gefähr- dungsgruppe	1	2	3
I	17,18 19		
II		12,13,14 15,16	
III		10,11	1,2,3,4 5,6,7,8 9

Bild 3:

Beziehung zwischen den Ergebnissen der Zuordnung der Forschungsreaktoren zu Systemgruppen und zu Gefährdungsgruppen

Man erkennt: Mit nur 2 Ausnahmen liegen alle Reaktoren auf der Diagonalen der Matrix. Dies bedeutet, daß die Zuordnung nach systemtechnischen Gesichtspunkten - zu Systemgruppen - und die Zuordnung hinsichtlich des relativen Gefährdungspotentials - zu Gefährdungsgruppen - zu praktisch der gleichen Aussage führt. Die beiden Ausnahmen FMRB (10) und FRF 2 (11) gehören der zweiten Systemgruppe, aber der dritten Gefährdungsgruppe an. Dieser "Schönheitsfehler" ließe sich grundsätzlich dadurch korrigieren, daß die Grenze zwischen den Gefährdungsgruppen auf $G_R = 0,1$ (Tabelle 3) gelegt würde. Dies scheint aber nach Bild 2 keine sinnvolle Grenze zu sein.

Hinsichtlich zu erstellender Sicherheitskriterien für Forschungsreaktoren bietet sich an, diese in drei Abschnitte mit unterschiedlicher Anforderungshöhe entsprechend der gefundenen Skalierung zu unterteilen. Schließlich ergibt sich aus dieser Matrix eine sinnvolle und eindeutige Reihenfolge für die Beurteilung der einzelnen Forschungsreaktoren im Hinblick auf eventuell zu treffende Backfitting-Maßnahmen.

Jeder Forschungsreaktor gehört eindeutig zu einer Systemgruppe und zu einer Gefährdungsgruppe. Addiert man die Nummern der Gruppen, so gehört zu einem bestimmten Forschungsreaktor entweder die Summe $I + I = 2$, $II + 2 = 4$, $III + 2 = 5$ oder $III + 3 = 6$. Es erscheint sinnvoll, die Priorität der Backfitting-Analysen entsprechend dieser Reihenfolge vorzunehmen.