

KfK 2589
September 1978

Analyse des Neutronenrauschens an natriumgekühlten Reaktoren zur Erkennung von Funktionsstörungen

P. Hoppé
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
Projekt Schneller Brüter

Kernforschungszentrum Karlsruhe

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

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE GMBH

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

Projekt Schneller Brüter

KfK 2589

Analyse des Neutronenrauschens an natriumgekühlten
Reaktoren zur Erkennung von Funktionsstörungen

Peter Hoppé

Dissertation genehmigt von der Fakultät für Maschinen-
bau der Universität Karlsruhe

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

Kurzfassung

Zur Untersuchung möglicher Anwendungen für die Analyse des Neutronenrauschens an natriumgekühlten Reaktoren wurden während des Betriebszeitraums der KNK I bei verschiedenen Betriebszuständen des Reaktors Rauschmessungen mit In-Core und Ex-Core Neutronendetektoren sowie Temperatur-, Durchsatz-, Druck-, Schwingungs- und Schallaufnehmern vorgenommen. Diese umfangreichen Messungen wurden mit allen gegenwärtig bekannten Verfahren zur Identifikation der Rauschquellen im Frequenzbereich von 0.001 Hz bis 1000 Hz analysiert. Dabei wurden folgende Ergebnisse erhalten:

- Das Neutronenrauschen ist für Frequenzen $f < 1$ Hz nur durch Reaktivitätsfluktuationen, für $f > 20$ Hz nur durch das Nachweisrauschen bedingt; im Bereich von 1 Hz bis 20 Hz wurde der Einfluß von Schwingungen verschiedener Corekomponenten nachgewiesen.
- Das Neutronenrauschen wird durch den Anlagenzustand beeinflusst; bei gleichem Anlagenzustand und zumindest bei geringfügigen Abbranddifferenzen ist es weitgehend reproduzierbar.
- Von allen gemessenen Rauschquellen bewirken die Schwankungen der Eintauchtiefe der Regelstäbe den größten Beitrag zum Neutronenrauschen; der Beitrag infolge der Fluktuation von Natriumdurchsatz und -austrittstemperatur ist gering. Bei Nennleistung des Reaktors konnten jedoch insgesamt lediglich 10 bis 20% der Reaktivitätsfluktuationen diesen Rauschquellen zugeordnet werden. Der quantitativ nicht identifizierbare Reaktivitätsbeitrag ($\sim 0,6$ % effektiv bei Nennleistung) wird dem Einfluß von zeitabhängigen thermischen Verbiegungen des Cores zugeschrieben.

Unter Berücksichtigung dieser Ergebnisse sowie durch Berechnung des zu erwartenden Neutronenrauschens des SNR 300 ergeben sich als Anwendungsbereiche für die Analyse des Neutronenrauschens an natriumgekühlten Brutreaktoren:

Ausschließlich mit Hilfe des Neutronenrauschens können Reaktivitätsfluktuationen ermittelt und überwacht werden, die durch zeitabhängige Veränderungen der Coregeometrie verursacht werden. Weiterhin ist das Neutronenrauschen geeignet zum empfindlichen Nachweis von Regelstabschwingungen und lokalen Natriumsieden. Schließlich kann es zur Kontrolle der Reaktorregelung und des Regelstabantriebs verwendet werden.

Neutron Noise Analysis for Malfunction Diagnosis at Sodium Cooled Reactors

Summary

For the investigation of the potential use of neutron noise analysis at sodium cooled power reactors, measurements have been performed at the KNK I reactor over a period of 18 month under different operational conditions. The signal fluctuations of the following transducers have been recorded: In-core and Ex-core neutron detectors, temperature-, flow-, pressure-, vibration- and acoustic sensors. These extensive measurements have been analyzed in the frequency range from 0,001 Hz to 1000 Hz with all currently known methods for the identification of noise sources. The following results have been found:

- Neutron noise for $f < 1$ Hz is due to reactivity fluctuations only, for $f > 20$ Hz the white detection noise prevails. In the region from 1 Hz to 20 Hz the vibrations of core components contribute to neutron noise.
- Neutron noise is influenced by the state of the plant. The noise patterns were shown to be reproduceable at least for comparatively small differences in burn up.
- From all measured noise sources, the contributions to neutron noise due to the fluctuations of coolant flow and inlet temperature are small compared to those produced by the movements of the control rod initiated by the reactor control system. However, at full power only 10% ... 20% of the reactivity noise is attributed to these noise sources. The quantitatively unidentifiable amount of reactivity fluctuations (0,6 μ rms at full power) was assigned to time-dependent thermal bowing of the core.

With respect to these results and by calculation of the neutron noise patterns to be expected for the SNR 300, the following possible applications for neutron noise analysis have been found:

By means of neutron noise analysis only reactivity fluctuations can be identified and supervised which are produced by time dependent changes of the core geometry. Furthermore neutron noise analysis is well suited for a sensitive detection of control rod vibrations and of local sodium boiling. Finally it can be used for the surveillance of the proper functioning of the reactor control system and of the control rod drive mechanism.

Zusammenstellung der wichtigsten Symbole

1.	Einleitung	1
2.	Grundsätzliche Betrachtungen zum Nachweis von Funktionsstörungen mit Hilfe des Neutronenrauschens	6
2.1	Entwurf eines Diagnosesystems	6
2.2	Methodischer Ansatz zur Identifikation der Rauschquellen der KNK I	10
2.3	Beschreibung der stochastischen Signale und Auswahl des zu untersuchenden Frequenzbereichs	12
3.	Mathematische Behandlungsweise	13
3.1	Betrachtung zum Gültigkeitsbereich der punktkinetischen Gleichungen und deren Linearisierung	13
3.2	Komponenten des Neutronenrauschens	15
3.3	Gleichungen für den Syntheseansatz	18
3.3.1	Reaktivitätsrauschen	18
3.3.2	Empfindlichkeitsrauschen	22
3.3.3	Untergrundrauschen	24
3.4	Gleichungen für den Differenzansatz	27
4.	Beschreibung der experimentellen Anordnung	29
4.1	Beschreibung der KNK I	29
4.2	Wahl der Meßstellen der Betriebsinstrumentierung	31
4.3	Auswahl und Einbau spezieller Meßwertaufnehmer	37
4.4	Übersicht zum Aufbau der Meßkanäle	38
4.4.1	Prinzipieller Aufbau eines Meßkanals	38
4.4.2	Aufbau, Anordnung und wesentliche Daten der Instrumentierung	39
5.	Messungen an der KNK I	40

	Seite
6. Grundlagen für die Interpretation des Neutronenrauschens der KNK I	42
6.1 Berechnung der reaktordynamischen Übertragungsfunktionen	42
6.2 Untersuchung der zur Analyse des Neutronenrauschens benötigten Rauschsignale und Übertragungsfunktionen	44
6.2.1 Durchsatzfluktuationen	44
6.2.2 Temperaturfluktuationen	47
6.2.3 Regelstabbewegungen	49
6.2.4 KSD zwischen den Rauschquellen der Gruppe GI	52
6.3 Bestimmung der Entkopplungsfrequenz $f_{g,Rk}$	53
6.3.1 Berechnung der Übertragungsfunktionen F_k der Rückkopplungen	53
6.3.2 Kohärenzmessungen	56
6.3.3 Berechnung der SLD der unkorrelierten Regelstabbewegungen	58
6.3.4 Vergleich von gemessener mit berechneter Übertragungsfunktion	60
6.3.5 Vergleich der ermittelten Entkopplungsfrequenzen	61
7. Analyse des Neutronenrauschens der KNK I	62
7.1 Anwendung des Differenzansatzes	62
7.2 Anwendung des Syntheseansatzes	65
7.3 Empirischer Ansatz	69
7.3.1 Korrelationsversuche mit den Signalen der Meßwertaufnehmer aus Gruppe GII	69
7.3.2 Einfluß des Anlagenzustandes	71
7.4 Untersuchungen zur Ursache der nicht meßbaren Reaktivitätsrauschquelle	73
8. Untersuchungen zur Übertragbarkeit der erhaltenen Ergebnisse	75
8.1 Abschätzung des Neutronenrauschens des SNR 300	75
8.2 Empfindlichkeitsstudien zu wichtigen möglichen Anwendungen des Neutronenrauschens	77
8.2.1 Zeitliche Veränderungen der Coregeometrie	77
8.2.2 Nachweis von Natriumsieden	79
9. Schlußfolgerungen	79

	Seite
Anhang I: Analysetechnik	84
Anhang II: Fehlerrechnung	86
Anhang III: Zusammenstellung der Eingabedaten für die Berechnung der reaktordynamischen Übertragungs- funktionen des SNR 300	90
Referenzen	96
Tabellen	104
Abbildungen	115

Zusammenstellung der wichtigsten Symbole

A	Übertragungsfunktion eines Stellelementes
A_h	Übertragungsfunktion des Regelstabantriebs
A_o	mittlerer Abbrand
a	allgemeine stochastische Kenngröße
B_k	radiale Position des k-ten In-Core Detektors
b_k	Bewegungen des In-Core Detektors um B_o
b	Schwankungen der Eintauchtiefe der Regelbank
bias(a)	systematischer statistischer Fehler bei der Bestimmung von a
c_j	Schallsignal, gemessen am Ort j (s. Abb. 12)
c	beliebige Konstante
$c_{\tau,h}$	Konstante, s. Gl. (71)
D_k	Dicke einer abschirmenden Vorlage für k-ten Neutronendetektor
D	Diven Faktor
d_k	Schwankungen der Dicke einer abschirmenden Vorlage
E	Energie
E_B	Eintauchtiefe der Regelbank
E_H	Eintauchtiefe des Regelstabes
Ee_k	Kopplungskoeffizient zwischen Empfindlichkeitsrauschquelle e_k und Neutronenrauschen
e	Empfindlichkeitsrauschquelle, allgemein
F	Spaltrate im gesamten Reaktor
F_R	Rückkopplung des Reglerschalters S (Abb. 32)
FI...FVI	Bezeichnung der identifizierten externen Rückkopplungen der KNK I
FX	nicht identifizierte externe Rückkopplung

F_k	Übertragungsfunktionen ($k = 1 \dots 6$) der externen Rückführungen FI...FVI
F_z	Übertragungsfunktion eines Filters in der Meßkette für z
f	Frequenz, allgemein
$f_{g,k}$	Frequenz ($k = 1 \dots 6$) bis zu der FI...FVI wirksam ist
$f_{g,Rk}$	Frequenz, oberhalb der keine externe Rückkopplung wirksam ist
$f_{g,z}$	Grenzfrequenz der Meßkette für die Messung von z
$f_{g,Pk}$	Grenzfrequenz für die Anwendbarkeit der Punktkinetik
f_u	Umlauffrequenz des Kühlmittels im Primärkreis
$f_{g,\rho}$	Frequenz, oberhalb der keine Reaktivitätsfluktuationen mehr nachgewiesen werden konnten
f_{GZ}	Grundfrequenz des Grenzyklus
f_A	Schwingungsfrequenz eines Absorbers
f_s	Abtastfrequenz
f_n	Frequenz, bei der die Fourierkoeffizienten berechnet wurden
f^+, f^-	Grenzfrequenz von Hoch- bzw. Tiefpaßfiltern bei der Datenanalyse
G_j	Übertragungsfunktion zwischen r_j und ρ_j
GI...GIV	Kennzeichnung von Gruppen von Rauschquellen (s. Kapitel 2.1)
H	Leistungsübertragungsfunktion zwischen ρ und φ
H_0	Nulleistungsübertragungsfunktion zwischen ρ und φ
H_F	Übertragungsfunktion, berücksichtigt interne Reaktivitätsrückwirkungen
h	Schwankungen in der Eintauchtiefe des Regelstabes
I	Signal eines Neutronendetektors
i	Schwankungsanteil (normiert) von I
i^x	Beitrag zu i durch: Abschwächungsrauschen ($x=a$) Instrumentierungsrauschen ($x=i$)

	Nachweisrauschen ($x=n$)
	Spaltungsrauschen ($x=s$)
	alle Untergrundrauschquellen ($x=u$)
	alle Empfindlichkeitsrauschquellen ($x=w$)
	alle Reaktivitätsrauschquellen ($x=\rho$)
j	$= \sqrt{-1}$
j	allgemeiner Laufindex
K	Übertragungsfunktion, allgemein
k	allgemeiner Laufindex
k	Ausgangssignal des Kreislaufreglers
\hat{k}	effektive Verstärkung des Reglerschalters
l	Lebensdauer der prompten Neutronen
M	Wanderlänge der Neutronen
M_z	Übertragungsfunktion einer Meßkette für z
m_z	Rauschbeitrag durch Meßkette für z
N	Neutronendichte
N_k	Drehzahl der Primärpumpe im Kreis k
$n(t)$	Schwankungen der Neutronendichte
$n_k(t)$	Schwankungen der Pumpendrehzahl
n	Zahl der Regelereignisse während T_A
n_H, n_S	Zahl der "Heben" bzw. "Senken" Impulse während T_A
n_B	Zahl der gemittelten Blöcke während T_A
P	Reaktorleistung
P_k	Druck am Ort k
$PF(a)$	Phasenfehler bei der Messung von a
PZ	Zahl der Meßpunkte je Zeitintervall T_B

$p(t)$	Schwankungen der Reaktorleistung
$p_k(t)$	Druckschwankungen am Ort k
$p(x)$	Verteilungsfunktion von x
Q	Natriumdurchsatz
q	Rauschquelle, allgemein
q_p	Gütequotient (s. Gl. (21))
$q_{s,n}$	Verhältnis von Spaltungs- zu Nachweisrauschen (s. Gl. (34))
\bar{q}	je Spaltung im Detektor erzeugte elektrische Ladung
R_x	Regelung des Reaktors ($x=R$), der Kreisläufe ($x=K$), der Pumpen ($x=P$)
R	Übertragungsfunktion des Reglers in R_M
R_M	Übertragungsfunktion der Reaktorregelung bei der Temperaturregelung
$RQF(a)$	Relativer quadratischer Fehler von a
$RF(a)$	Relativer Fehler von a
r	radiale Ortskoordinate
r_j	Reaktivitätsrauschquelle
S	Bezeichnung für ein Schaltelement
S_x, S_y	SLD der stochastischen Signale $x(t)$ bzw. $y(t)$
$S_{x,y}$	KSD von $x(t), y(t)$
S_i^x	Beitrag zur SLD des Neutronenrauschens durch i^x
$S_i^x[q]$	Synthesegröße: Aufgrund der Rauschquelle q erhaltener Beitrag zu S_i^x
$T_{j,k}$	Übertragungsfunktion, beschreibt Transportvorgang zwischen Ortspunkten j, k (s. Abb. 8)
T_a, T_e	Natriumtemperatur im oberen bzw. unteren Plenum

T_A	Analysezeit des Fouriersystems
T_M	Dauer einer Rauschaufnahme
T_{r_e}, T_{r_a}	Zeitkonstanten der Rückführung F_R
T_h	Zeitkonstante des Regelstabantriebs
T_p	Zeit zwischen zwei Regelereignissen (Pausenzeit)
T_B	Zeit für die Diskretisierung eines Blockes mit PZ Punkten
t	Zeit
$t_{k,m}$	Temperaturschwankung des ZWT am Ort k (k nach Abb. 8) im Kreis m
t_{mn}	Zeitintervalle, kennzeichnen die Bewegung des Regelstabes (s. Abb. 28)
U	Übertragungsfunktion der linearen Elemente von $R_{\sqrt{f}}$ (s. Abb. 31)
u	Untergrundrauschquelle, allgemein
V	Verstärkungsfaktor, allgemein
V_A	bewegtes Absorbervolumen
$VAR(a)$	Varianz bei der Bestimmung von a
v_j	vertikale Tankschwingungen am Ort j (s. Abb. 12)
v_k	Fahrgeschwindigkeit des Regelstabes
W_k	Detektorempfindlichkeit (SpD/SpR) am Ort k
W_x	Thermohydraulische Übertragungsfunktion im Core (s. Abb. 10)
w_k	Empfindlichkeitsrauschen
w_j	horizontale Tankschwingungen am Ort j (s. Abb. 12)
$x(t)$	stochastisches Signal, allgemein
x_a	Ansteuersignal für den Regelstabantrieb
x_e, x_w	Bezeichnung von Signalen des Reglers R (s. Abb. 32)
x_L, x_T	Parameter des Reglers R (s. Abb. 32)

$y(t)$	stochastisches Signal, allgemein
Z_{tk}	Übertragungsfunktion des Zwischenwärmetauschers
Z	Zustandsgröße des Reaktors, allgemein
$z(t)$	Schwankungen der Zustandsgröße Z

Indizes, oben

+	konjugiert komplexe Größe
'	verraushtes Meßsignal
k	korreliert
u	unkorreliert
in	unter Verwendung des inhärenten Rauschens gemessene Größe

Indizes, unten

o	zeitunabhängige, stationäre Größen (Zustand, Meßwert usw.)
j,k	Ortsindex, allgemein
g	Grenzfrequenz
l	lokal
$\hat{\gamma}$	kennzeichnet den theoretischen Wert der Kohärenz, aufgrund dessen eine stochastische Kenngröße berechnet wurde

Kennzeichnungen, sonstige

-	mittlere Größe, Erwartungswert einer stochastischen Kenngröße
\sim	nicht normierter Fluktuationsanteil
$\hat{}$	theoretischer Wert einer stochastischen Kenngröße

$\alpha_{x,y}$	Phasenwinkel der KSD $S_{x,y}$
β	Anteil der verzögerten Neutronen
$\gamma_{x,y}$	Kohärenzfunktion der stochastischen Größen $x(t)$, $y(t)$
γ	Dichtefluktuationen des abschirmenden Mediums
ϵ	Detektorempfindlichkeit, bezogen auf die Flußeinheit
ϵ_1	$= 3,08 \cdot 10^{-11}$ Ws/SpR
η	Schwankungen der Eintrittstemperatur T_e
η_a	Schwankungen der Temperatur T_a
η_f	Signale schneller Thermoelemente (s. Abb. 12)
η_R	Eingangssignal für die Reaktorregelung R_r
Λ	Kohärenzlänge
λ	Zerfallskonstante der verzögerten Neutronen
μ	Schwankungen des Durchsatzes Q
ν	Zahl der je SpR freigesetzten Neutronen
ν_m	Durchsatzfluktuationen im Sekundärkreis m
ρ	externes Reaktivitätsrauschen
ρ_x	Beitrag der Reaktivitätsrauschquellen der Gruppen GII, GIII, GIV
ρ_h	Beitrag zum Reaktivitätsrauschen durch Rauschquelle r_k
Σ	makroskopischer Wirkungsquerschnitt
σ	Fluktuationsanteil von Σ
σ_x^2	Varianz der Signalschwankungen $x(t)$
σ	Vertrauensgrenze
$\tau_{j,k}$	Laufzeit zwischen Ort j,k (s. Abb. 8)
τ_u	Umlaufzeit des Natriums im Primärkreis
τ_H, τ_S	Impulsdauer eines Heben (Senken) Impulses

τ_{\min}	minimale Impulsdauer (s. Gl. (76))
ϕ	Neutronenfluß
φ	Neutronenflußschwankungen
φ_k	Phasenwinkel der Übertragungsfunktion K
ω	= $2\pi f$; Kreisfrequenz

Abkürzungen

SLD	spektrale Leistungsdichte
KSD	kreuzspektrale Dichte
BE	Brennelement
KNK	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage
FS	Fouriersystem
BG	Bandgerät
SpD	Spaltung im Neutronendetektor
SpR	Spaltung im gesamten Reaktor

1. Einleitung

Das Signal eines Neutronendetektors, der zur Messung der Leistung eines Kernreaktors eingesetzt wird, kann verwendet werden zur Generierung von Warn- und Abschaltsignalen für das Sicherheitssystem sowie zur Regelung der Anlage. Neben diesen üblichen Anwendungen wird auch versucht, die bei stationärer oder quasistationärer Betriebsweise des Reaktors auftretenden Signalschwankungen des Neutronendetektors - im folgenden kurz mit Neutronenrauschen bezeichnet - zur Erkennung von Funktionsstörungen und damit zur Verbesserung von Sicherheit und Verfügbarkeit des Reaktors heranzuziehen. Die Untersuchung dieser Anwendungsmöglichkeit für den Typ des natriumgekühlten, schnellen Reaktors steht im Vordergrund dieser Arbeit.

Mit ähnlicher Zielsetzung werden bei Leistungsreaktoren die Signale von ganz speziellen Meßwertaufnehmern wie z.B. von Schall- und Schwingungsaufnehmern untersucht. Die Gründe, hierzu auch das Neutronenrauschen zu verwenden, sind folgende: Erfahrungsgemäß wird dieses verursacht durch eine Vielzahl von physikalisch-technischen Phänomenen - den Rauschquellen - im sicherheitstechnisch wichtigen Corebereich sowie dessen näherer Umgebung. Eine direkte Erfassung dieser Rauschquellen an einem Leistungsreaktor ist, wegen der extremen Umgebungsbedingungen, den Platzverhältnissen und der Natur der Rauschquellen selbst, entweder überhaupt nicht oder nur mit beträchtlichem Aufwand möglich. Da zudem der Neutronenfluß an jedem Reaktor ohnehin gemessen wird und Rauschmessungen den normalen Leistungsbetrieb nicht beeinflussen, wurden an einer Vielzahl von Reaktoren Messungen des Neutronenrauschens durchgeführt /1,2/. Die schwierige und i.a. nur unzureichend gelungene Interpretation dieser Messungen unter dem Aspekt der Erkennung von Funktionsstörungen erwies sich hingegen als das wesentliche Problem, das der allgemeinen Anerkennung und Anwendung dieses Verfahrens bisher entgegenstand. Jedoch zeichnen sich gegenwärtig für den Typ des Leichtwasserreaktors als Schwerpunkte für die

praktische Anwendung des Neutronenrauschens ab /3/: die Überwachung der mechanischen Bewegung des Cores und der zugehörigen Tragkonstruktion ("Core-Barrel-Movement") bei Druckwasserreaktoren sowie - bei Siedewasserreaktoren - die Bestimmung des ortsabhängigen Dampfblasengehaltes im Core. Derartige praktische Anwendungsbereiche sind zur Zeit für den natriumgekühlten Reaktor nicht erkennbar, da dieser Reaktortyp hinsichtlich der Zahl der Anlagen, des Grades ihrer Standardisierung und der vorliegenden Betriebserfahrung nicht mit dem Leichtwasserreaktor vergleichbar ist. Zudem liegen für natriumgekühlte Reaktoren nur eine geringe Zahl von Arbeiten vor, in denen das inhärente - d.h. durch den normalen Reaktorbetrieb bedingte - Neutronenrauschen gemessen und auch unter dem Aspekt der Erkennung von Funktionsstörungen d.h. der Diagnose interpretiert wurde (Tabelle 1).

In den ersten Arbeiten, die am Natrium Reactor Experiment SRE /4/, am Dounreay Fast Reactor /5/, am Enrico Fermi Fast Breeder Reactor EFFBR / 9/ und auch noch am Experimental Breeder Reactor EBR II / 8 / durchgeführt wurden, stand die Bestimmung von reaktordynamischen Größen, wie der Übertragungsfunktion zwischen Reaktivität und Leistung oder die Reaktorstabilität, im Vordergrund des Interesses. Durch die Auswertung des inhärenten Rauschens wollte man diese Größen ohne den Aufwand der üblichen Oszillationsmessungen oder ähnlicher Methoden bestimmen. In keinem der zitierten Fälle ist dies jedoch gelungen, da entweder das anregende Reaktivitätsspektrum nicht den vorausgesetzten frequenzunabhängigen Verlauf aufwies /4,5/ oder nicht berücksichtigt wurde / 9 /, daß bei Messungen des inhärenten Neutronenrauschens an Leistungsreaktoren immer auch geschlossene Kreisläufe vorliegen bzw. externe Rückkopplungen auftreten (z.B. über die Kühlkreisläufe), die bekanntlich die zu messende Übertragungsfunktion beeinflussen können /18/.

Dem allgemeineren Aspekt der Erkennung von Funktionsstörungen durch die Analyse des inhärenten Neutronenrauschens natriumgekühlter Reaktoren wurde seit etwa 1970 wachsende Bedeutung beigemessen. Untersucht wurde der Einfluß sehr spezieller Effekte, wie z.B. von vibrierenden Bauelementen auf das Neutronenrauschen /7,13 /, dessen Zuordnung bisher jedoch nur qualitativ gelungen ist, sowie der Nachweis von simuliertem /19/ oder experimentell erzeugtem /10/ Natriumsieden entweder direkt über den Reaktivitätseffekt oder in Verbindung mit akustischen Signalen /20,21/. Als erster Ansatz zur quantitativen Bestimmung der Ursachen des normalen Neutronenrauschens kann / 8 / angesehen werden, da hier versucht wurde, den Beitrag der Rauschquellen zum Neutronenrauschen mit einem einfachen theoretischen Modell zu berechnen. Da diese jedoch meßtechnisch nicht erfaßt werden konnten, mußten sie durch Annahmen zum Rauschen von Na-Durchsatz und -Eintritts-temperatur sowie der Vibrationen ersetzt werden. In /12/ konnte dieser Nachteil vermieden werden, wodurch erstmals quantitative Aussagen zum identifizierten Anteil des Rauschsignals möglich wurden.

Untersucht man die vorliegenden Arbeiten daraufhin, inwieweit sie an typischen natriumgekühlten Reaktoren durchgeführt wurden, so ergibt sich folgendes Bild: Mit Ausnahme der Schwingungsmessungen /13/ am Phénix-Reaktor (Pool-Typ) sind keine Ergebnisse von typischen Anlagen bekannt geworden; am Prototyp Fast Reactor PFR wurde das Neutronenrauschen nicht analysiert und für den Beloyarsk-3 Brüter BN 350 konnte - wie bei allen russischen Brutreaktoren (BR 5, BOR 60) - nicht festgestellt werden, ob derartige Messungen durchgeführt wurden. Alle anderen Messungen wurden - siehe Tabelle 1 - an Anlagen vorgenommen, die nur bedingt typisch sind. Die deshalb notwendigen Untersuchungen zur Übertragbarkeit der gefundenen Ergebnisse wurden nicht vorgenommen. Weiterhin wurden auch der Einfluß des Reaktorzustandes auf das Neutronenrauschen, die Veränderungen des Neutronenrauschens bei gleichem Reaktorzustand über einen größeren Beobachtungszeitraum sowie Fragen der Reproduzierbarkeit der Rauschmuster nicht untersucht, so daß zusammenfassend festgestellt werden kann,

daß zum gegenwärtigen Zeitpunkt das Potential des Neutronenrauschens zur Erkennung von Funktionsstörungen für den natriumgekühlten Reaktor weitgehend unbekannt ist.

Wird eine derartige Untersuchung mit Hilfe der Kompakten Natriumgekühlten Kernenergieanlage KNK I angestrebt, so muß zunächst die generelle Eignung der Anlage untersucht werden. Zwar besitzt die KNK I ein thermisches Core mit sehr speziellen Brennelementen, jedoch unterscheidet sich dieses in Bezug auf die thermohydraulische Auslegung nicht wesentlich von dem eines schnellen Cores, dessen Einbau 1978 - als KNK II - ohnehin vorgesehen ist. Ebenso entsprechen die gesamten externen Kühlkreisläufe und Komponenten denen eines Brüterkraftwerks /22/. Insbesondere ist - über die automatische Regelung der Anlage - die für kommerzielle Anlagen typische Wechselwirkung zwischen konventionellem und nuklearem Anlagenteil vorhanden. Da weiterhin im Rahmen eines Versuchsprogramms der Einbau von Meßwertaufnehmern im Core möglich war und prinzipiell auch die gesamte Betriebsinstrumentierung zu Rauschmessungen zur Verfügung stand, waren auch die meßtechnischen Voraussetzungen erfüllt. Darüber hinaus ergab sich durch den Betrieb der KNK I als Experimentierreaktor auch die Möglichkeit, den Betriebszustand des Reaktors innerhalb der sicherheitstechnisch zulässigen Grenzen zu beeinflussen, so daß die Anlage für derartige Untersuchungen besonders geeignet erscheint.

Das Ziel dieser Arbeit ist es deshalb, durch Messungen an der KNK I und deren Auswertung festzustellen, inwieweit die Rauschsignale von Neutronendetektoren zur Erkennung von Funktionsstörungen an natriumgekühlten Reaktoren verwendet werden können. Die grundlegenden Schritte zur Bearbeitung dieser Aufgabe bestehen darin, daß zunächst die Quellen des Neutronenrauschens der KNK I bei verschiedenen Reaktorzuständen soweit wie möglich identifiziert werden. Dabei sind - soweit sinnvoll - die aus Messungen an anderen Leistungsreaktoren vorliegenden Erfahrungen bezüglich der Rauschquellen und Methoden zu deren Identifikation zu berücksichtigen. In einem zweiten Schritt

muß dann die Übertragbarkeit der hier gefundenen Ergebnisse für einen typischen natriumgekühlten Reaktor wie etwa den SNR 300 /23,24/ untersucht werden.

Da die weitere Vorgehensweise davon abhängt, wie das Neutronenrauschen zur Erkennung von Funktionsstörungen herangezogen werden soll, wird zunächst in Kapitel 2.1 ein mögliches Konzept eines Diagnosesystems zur Erkennung von Funktionsstörungen mittels stochastischer Signale entworfen; darauf aufbauend wird in Kapitel 2.2 ein methodischer Ansatz zur Identifikation der Rauschquellen der KNK I entwickelt. Die stochastischen Signale werden i.a. durch Kenngrößen im Frequenzbereich beschrieben. Eine Begründung für diese Vorgehensweise und die Wahl des zu untersuchenden Frequenzbereichs gibt Kapitel 2.3. Die zur Analyse der Rauschmessungen benötigten mathematischen Beziehungen und die Überprüfung der wesentlichsten Voraussetzungen enthält Kapitel 3. In Kapitel 4 wird untersucht, welche Meßgrößen der Betriebs- und Sonderinstrumentierung sinnvoll zu messen sind, welche Übertragungsfunktionen dann zur Auswertung benötigt werden und wie der Zustand der Anlage mittels einiger Kenngrößen zu beschreiben ist. Eine Übersicht über die durchgeführten Messungen gibt Kapitel 5. Bevor diese jedoch in Kapitel 7 nach dem methodischen Ansatz entsprechend Kapitel 2.2 ausgewertet werden können, müssen zunächst die benötigten reaktordynamischen Übertragungsfunktionen (Kapitel 6.1), die Rauschquellen (Kapitel 6.2) sowie die Grenzfrequenzen der Rückkopplungen (Kapitel 6.3) quantitativ bestimmt werden. In Kapitel 8 wird untersucht, inwieweit eine Übertragung der gefundenen Ergebnisse auf die Verhältnisse am SNR 300 möglich ist und welche Schlußfolgerungen sich aus dieser Arbeit für zukünftige Messungen und Analysen des inhärenten Neutronenrauschens ergeben (Kapitel 9). Schließlich werden im Anhang I bzw. II detaillierte Angaben zur Meß- und Analysetechnik der stochastischen Kenngrößen und deren Fehler gemacht und im Anhang III sind die zur Berechnung der reaktordynamischen Übertragungsfunktionen des SNR 300 verwendeten Eingabeparameter zusammengestellt.

2. Grundsätzliche Betrachtungen zum Nachweis von Funktions- störungen mit Hilfe des Neutronenrauschens

2.1 Entwurf eines Diagnosesystems

Die grundsätzlichen Schritte, die zur Erkennung einer Funktionsstörung mit Hilfe des Neutronenrauschens (oder einer beliebigen anderen, meßbaren stochastischen Größe) erforderlich sind, sind in Abb. 1 schematisch dargestellt. Von dem Meßsignal $i(t)$ des Neutronenrauschens muß - wie bei allen stochastischen Signalen - durch einen zeitlichen Mittelungsprozeß eine Kenngröße S_i gebildet werden, die sowohl eine quantitative Beschreibung als auch eine einfache weitere mathematische Behandlung erlaubt. ¹⁾ Die Kenngröße S_i kann als "aktuelles Muster" betrachtet werden, das in einem ersten Diagnoseschritt mit einem normalen Referenzmuster NS_i verglichen werden muß. Ergibt dieser Vergleich bei Berücksichtigung des Anlagenzustandes und der durch Messung und Analyse bedingten Fehler eine Abweichung, so liegt eine Anomalie vor. Die Ursache der Anomalie muß in einem zweiten Diagnoseschritt durch den Vergleich mit entsprechenden Ursachenmustern US_i möglichst eindeutig identifiziert werden. Die zu treffenden Maßnahmen werden davon abhängig sein, ob vorliegende Grenzwerte überschritten wurden; dies muß in einem dritten Schritt durch Vergleich mit einem Grenzmuster GS_i überprüft werden. In jeder Diagnoseebene muß also ein Referenzmuster für "Normal", "Ursache" und "Grenze" zu Vergleichszwecken mit dem aktuellen Muster vorhanden sein. Die Bedeutung, die der Identifikation der Rauschquellen und der Übertragbarkeit der Ergebnisse im Rahmen dieses Konzeptes zukommt, hängt von den Möglichkeiten ab, die zur Erlernung der Referenzmuster bestehen.

1) Eine geeignete Kenngröße des stochastischen Signals $i(t)$ ist z.B. dessen spektrale Leistungsdichte (SLD) S_i , was in Kapitel 2.3 näher erläutert wird.

Die übertragbare Erfahrung bezüglich des normalen Musters ist selbst bei Reaktoren des gleichen Typs und ähnlicher Leistung nur mit gewissen Einschränkungen möglich, da diese beträchtliche Unterschiede aufweisen können; für Druckwasserreaktoren wird dies in /25/ gezeigt. Insbesondere bei großen Siedewasserreaktoren können die normalen Muster auch noch Unterschiede aufweisen, die vom Ort des Neutronendetektors abhängig sind /26,27/. Die veröffentlichten normalen Muster des inhärenten Neutronenrauschens der sehr unterschiedlichen natriumgekühlten Reaktoren (s. Tab. 1) sind - soweit möglich - in vergleichbarer Form ¹⁾ in Abb. 2 zusammengestellt; es wird deutlich, daß diese externe Erfahrungsquelle zur Bildung von normalen Referenzmustern NS_i beim betrachteten Reaktortyp nicht verwendet werden kann. Hingegen sind gewisse Hinweise zur Bildung von Ursachenmustern durch die in Tab. 2 zusammengestellten Peaks zu erwarten. Im Frequenzbereich von 1 Hz bis 12 Hz wurde der Einfluß von Vibrationen der Kontrollstäbe / 6, 7,13/, der Brennelemente / 7,13/ und anderer Bauelemente auf das Neutronenrauschen i.a. qualitativ nachgewiesen. Die bei den meisten Rauschmessungen festgestellten großen Beiträge zum Neutronenrauschen bei niedrigen Frequenzen ($f < 1$ Hz) wurden in /5,8,9/ dem Einfluß von Schwankungen des Kühlmitteldurchsatzes und der Eintrittstemperatur zugeschrieben; in /4/ konnten Bowing-Effekte als Ursache nachgewiesen werden, die nach /6/ auch am DFR wesentlich zum Neutronenrauschen in diesem Frequenzbereich beitrugen. Da der Einfluß dieser Rauschquellen bestenfalls qualitativ nachgewiesen werden konnte, konnten in keinem Fall Grenzmuster GS_i angegeben werden.

Als zweite Möglichkeit zur Bestimmung von Referenzmustern kann prinzipiell auch ein "betriebsbegleitendes" Erlernen angesehen werden. Zur Bestimmung der normalen Muster ist dies eine durchaus praktikable Vorgehensweise, jedoch liegt gegenwärtig für den interessierenden Reaktortyp nahezu keine Erfahrung vor, wie Betriebsdauer und Anlagenzustand das Neutronenrauschen beeinflussen bzw. wie gut dieses reproduzierbar ist.

1) zur Normierung siehe Kapitel 3.2

Zur Bestimmung von Ursachen- und Grenzmustern erscheint dieser Weg bei der zu erwartenden geringen Zahl von Störfällen nicht praktikabel. Um zumindest für bekannte, sicherheitsrelevante Störfälle eine Abkürzung des Lernprozesses zu erreichen, müssen die aus experimentellen oder theoretischen Untersuchungen vorliegenden Ergebnisse berücksichtigt werden. Das normale Neutronenrauschen ist in diesem Zusammenhang als (unerwünschtes) Untergrundrauschen zu verstehen, gegen das der Beitrag des betrachteten Störfalls nachzuweisen ist. Das in einer Vielzahl von Arbeiten untersuchte Natriumsieden /z.B. 31/ stellt einen wichtigen derartigen Störfall dar, dessen Nachweis mit Hilfe des Neutronenrauschens für den SNR 300 in /19/ diskutiert wurde. Nachweisempfindlichkeit und Fehlalarmrate sind hierbei stark vom Betrag des normalen Untergrundrauschens und dessen zeitlichen und betriebsbedingten Veränderungen abhängig, die - da sie bisher nur unzureichend bekannt sind - bei den hier durchgeführten Messungen beschrieben werden.

Als weitere Möglichkeit zur Bildung von Referenzmustern für einen typischen Natriumbrüter wird hier beabsichtigt, die an einem Experimentierreaktor identifizierten Rauschquellen heranzuziehen. Teilt man diese Rauschquellen danach ein, ob sie an einem Reaktor meßbar sind und ob der Beitrag der Rauschquelle zum Neutronenrauschen berechenbar ist, ergeben sich 4 Gruppen, denen mit Bezug auf die zuvor diskutierten 3 Diagnoseebenen die folgende Bedeutung zukommt:

Gruppe G I: meßbare Rauschquelle, bekannte Übertragungsfunktion

Zur Bildung der Referenzmuster in allen Diagnoseebenen ist ein Beitrag zu erwarten, da das normale bzw. anormale Verhalten der Komponenten hinreichend bekannt ist. Das Neutronenrauschen kann entweder als integrale Meßgröße zur Überwachung dieser Rauschquellen verwendet werden oder der vollständig identifizierte Beitrag kann zur Steigerung der Empfindlichkeit beim Nachweis spezieller Störfälle berücksichtigt werden /32/.

Gruppe G II: meßbare Rauschquelle, unbekannte Übertragungsfunktion

Die ursächliche Wirkung einer Rauschquelle kann nur qualitativ durch die Messung geeigneter stochastischer Kenngrößen festgestellt werden; die Bildung der Referenzmuster NS_i und GS_i ist nicht möglich. Die Bedeutung dieser Gruppe besteht darin, daß aufgrund der Hinweise auf die Existenz wichtiger Rauschquellen versucht wird, Modelle zu entwickeln, die eine quantitative Interpretation entsprechend der Gruppe GI erlauben. Als Beispiel für diese Vorgehensweise sind z.B. die Arbeiten zur quantitativen Bestimmung der Core-Barrel-Bewegungen bei Druckwasserreaktoren anzusehen /33,34/.

Gruppe G III: nicht meßbare Rauschquelle, bekannte Übertragungsfunktion

Dieser Gruppe kommt unter dem Aspekt der Erkennung von Funktionsstörungen ganz besondere Bedeutung zu, wenn die Rauschmuster von sicherheitsrelevanten Störfällen in Vorversuchen bestimmt werden können und deren Beitrag zum Neutronenrauschen berechnet werden kann, wie dies z.B. für das Natriumsieden der Fall ist. Da weiterhin erfahrungsgemäß an kommerziellen Reaktoren direkte Messungen der Rauschquellen nur bedingt möglich sind, ist es sinnvoll, deren stochastische Kenngrößen am Experimentierreaktor zu bestimmen (Gruppe G I, G II) und sie dann als Eingangsgröße zur Interpretation des Neutronenrauschens des kommerziellen Leistungsreaktors zu verwenden.

Gruppe G IV: nicht meßbare Rauschquelle, unbekannte Übertragungsfunktion

Ein Beitrag zur Bestimmung von NS_i und GS_i ist nicht möglich. Durch die Beobachtung von Veränderungen des

Betriebszustandes der Anlage und des Neutronenrauschens sind u.U. Hinweise auf die ursächlichen Rauschquellen erhältlich, so daß gegebenenfalls weitergehende Versuche zur Reduktion des Beitrags dieser Gruppe zum Neutronenrauschen vorgenommen werden können.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß durch die Einbeziehung der Rauschquellen in das Diagnoseschema (Abb. 1) der Lernprozeß für die Referenzmuster in allen 3 Diagnoseebenen entscheidend verbessert werden kann und dadurch die Anwendung des Neutronenrauschens zur Erkennung von Funktionsstörungen beim geringen vorliegenden Erfahrungspotential für den Typ des natriumgekühlten Reaktors überhaupt erst diskutiert werden kann.

2.2 Methodischer Ansatz zur Identifikation der Rauschquellen der KNK I

Eine möglichst umfassende Identifikation der Rauschquellen der KNK I soll durch die Anwendung der folgenden 3 Ansätze bei der Analyse der Rauschmessungen erreicht werden.

Beim "Differenzansatz" sollen die Unterschiede in den Signalen von Neutronendetektoren, die an verschiedenen Orten im Reaktor angebracht sind, zur Identifikation von Rauschquellen herangezogen werden. Dieser Ansatz wurde erfolgreich bei der Analyse des Neutronenrauschens von Siede- und Druckwasserreaktoren zur Bestimmung des lokalen Dampfblasengehaltes /27,35 / bzw. der mechanischen Bewegungen des Core-Barrels / 25,34 / oder des Führungsrohrs für die In-Core Detektoren /36,83/ verwendet; bei natriumgekühlten Reaktoren konnte er noch nicht erprobt werden. Die beabsichtigte Anwendung des Differenzansatzes erfordert:

- die Messung von Rauschsignalen von mehreren Neutronendetektoren, wobei - wie in Kapitel 3.4 gezeigt wird - die Verwendung eines In-Core-Detektors vorteilhaft ist,
- eine Analyse, ob und gegebenenfalls welcher Art die Unterschiede

in den Rauschsignalen sind. Die weitere Vorgehensweise ist vom Ergebnis dieser Analyse abhängig.

Beim "Syntheseansatz" wird im wesentlichen von den meßbaren, vermuteten Rauschquellen ausgegangen und mit den bekannten Übertragungsfunktionen (Gruppe GI) versucht, den jeweiligen Beitrag zum Neutronenrauschen zu berechnen. Weiterhin kann das Untergrundrauschen ¹⁾, soweit quantitativ bekannt, bei der Synthese berücksichtigt werden. Inwieweit die Anwendung dieses Ansatzes erfolgreich war, muß durch Vergleich der Summe der Einzelbeiträge mit dem gemessenen Neutronenrauschen festgestellt werden. Die Anwendung des Syntheseansatzes wurde in / 8 / im Zusammenhang mit der Messung von Übertragungsfunktionen diskutiert. Jedoch konnten hier aus technischen Gründen weder die Rauschquellen erfaßt werden noch wurde der Einfluß des geschlossenen Kreislaufes auf derartige Messungen berücksichtigt (siehe Kapitel 3.3).

Die Anwendung dieses Ansatzes erfordert also:

- die möglichst vollständige meßtechnische Erfassung der potentiellen Rauschquellen;
- die Bestimmung der zugehörigen Übertragungsfunktionen und der einzelnen Beiträge der Rauschquellen zum Neutronenrauschen und
- den Vergleich der berechneten Beiträge mit dem gemessenen Neutronenrauschen, wobei der Einfluß möglicher Rückkopplungen zu berücksichtigen ist.

Da nicht zu erwarten ist, daß das Neutronenrauschen durch Differenz- und Syntheseansatz vollständig interpretiert werden kann, kann u.U. die Anwendung des "empirischen Ansatzes" zumindest qualitative Hinweise auf Rauschquellen liefern. Dies kann entweder durch Korrelationsversuche zwischen den Signalen möglicher Rauschquellen oder durch Beobachtung der Veränderungen des Anlagenzustandes erreicht werden. Tab. 2 zeigt, daß diese Vorgehensweise bisher überwiegend zur Analyse von Rauschmessungen verwendet wurde.

1) Der Begriff Untergrundrauschen wird in Kapitel 3.2 definiert

2.3 Beschreibung der stochastischen Signale und Auswahl des zu untersuchenden Frequenzbereichs

Die Beschreibung der stochastischen Signale wird im Frequenzbereich mit spektralen Leistungsdichten SLD und kreuzspektralen Dichten KSD und den aus ihnen abgeleiteten Größen vorgenommen; die entsprechenden Definitionen sind z.B. /37/ zu entnehmen, wobei die notwendigen Voraussetzungen für diese Behandlungsweise (stationärer, ergodischer Prozeß) als gegeben betrachtet werden. Diese Beschreibungsform wird häufig für die Darstellung des Neutronenrauschens gewählt, da diese auch in anderen Bereichen (Strukturmechanik, Regelungstechnik, Systemanalyse, Zweiphasenströmung usw.), deren Ergebnisse zur Interpretation benötigt werden, gebräuchlich ist. Weitere Vorzüge sind:

- einfache mathematische Beziehungen zwischen den spektralen Größen und der Übertragungsfunktion eines linearen Systems nach den üblichen Gleichungen der Systemtheorie /37/;
- einfache und schnelle Bildung der benötigten Kenngrößen mit Digitalrechnern;
- übersichtliche Darstellung von großen Werte- und Frequenzbereichen durch Verwendung von logarithmischen Darstellungen.

Hinweise auf den bei den KNK I Messungen zu erfassenden Frequenzbereich ergeben die in Tab. 2 angegebenen Frequenzen, bei denen an anderen natriumgekühlten Reaktoren der Einfluß von Rauschquellen auf das Neutronenrauschen vermutet oder nachgewiesen wurde. Diese, sowie die Frequenzbereiche, in denen für den SNR 300 mögliche Beiträge zum Neutronenrauschen - insbesondere durch die Vibration von mechanischen Bauelementen - zu erwarten sind, sind in Abb. 3 zusammengestellt. Zum Vergleich sind in Abb. 3 auch diejenigen Bereiche angegeben, die für die Analyse des Neutronenrauschens an Siede- und Druckwasserreaktoren von Bedeutung sind.

Demnach können bei niedrigen Frequenzen (10^{-3} Hz ... 1 Hz) Änderungen der thermohydraulischen Parameter, der Reaktivitätskoeffizienten und der Coregeometrie (z.B. Verbiegungen der Brennelemente) sowie die Schwankungen von

Natriumdurchsatz durch das Core und der Natriumeintrittstemperatur in das Core das Neutronenrauschen beeinflussen. Im Bereich von etwa 1 Hz bis 20 Hz ist ein Beitrag möglich durch das Natriumsieden, durch Schwingungen von Absorberstäben und ganzen Brennelementbündeln und u.U. auch infolge der Schwingungen von z.B. des gesamten Coreverbandes oder des Reaktortanks, deren Eigenfrequenzen bei typischen natriumgekühlten Reaktoren in diesem Frequenzbereich liegen [85]. Tankschwingungen treten bei kleineren Loopanlagen - wie z.B. KNK - erst oberhalb dieses Frequenzbereiches auf [74]. Bis zu Frequenzen von etwa 1 kHz könnten Schwingungen von z.B. einzelnen Pins oder der Brennelementkästen zum Neutronenrauschen beitragen.

Auf Grund dieser Ergebnisse wird in dieser Arbeit das Neutronenrauschen im Frequenzbereich von 10^{-3} Hz bis 10^3 Hz untersucht.

3. Mathematische Behandlungsweise

3.1 Betrachtung zum Gültigkeitsbereich der punktkinetischen Gleichungen und deren Linearisierung

Eine einfache mathematische Beziehung zwischen den Rauschquellen q_i und den Neutronendetektorsignalen i_k erhält man nur dann, wenn diese durch ein lineares System verknüpfbar sind. Die dafür notwendigen Voraussetzungen sind die Anwendbarkeit der punktkinetischen Gleichungen sowie die Linearisierbarkeit dieser Gleichungen. Nach [26] sind diese nicht gültig, wenn die mittlere Reichweite einer Neutronenkette geringer ist als der effektive Abstand zwischen dem Ort der Störung r und dem Ort des Detektors r_k ; zur Kennzeichnung dieses Abstandes wird dort die Verwendung eines "integralen Kohärenzlängenvektors" vorgeschlagen. Der "Sichtbereich" eines Detektors ergibt sich dann als

Volumenintegral über den Kohärenzlängenvektor und stellt anschaulich das Corevolumen dar, aus dem die Neutronenketten den Detektor noch erreichen können.

Nur unter stark vereinfachenden Annahmen kann mit geringem Aufwand eine Abschätzung der Kohärenzlänge vorgenommen werden. Für ein isotropes und homogenes, neutronenmultiplizierendes Medium erhält man nach /26/ für Frequenzen ω im Bereich $\bar{\lambda} \ll \omega \ll \beta/l$ die Kohärenzlänge

$$\Lambda = M/\sqrt{\beta} \quad (1)$$

wobei M die Wanderlänge der Neutronen, β der Anteil der verzögerten Neutronen, l die Lebensdauer der prompten Neutronen und $\bar{\lambda}$ die mittlere Zerfallskonstante der verzögerten Neutronen ist.

Mit $M^2 = 52 \text{ cm}^2$ und $\beta = 7,2 \cdot 10^{-3}$ erhält man mit dieser Gleichung eine Kohärenzlänge von 85 cm; der gültige Frequenzbereich berechnet sich mit $l = 2,5 \cdot 10^{-5} \text{ s}$ und $\bar{\lambda} = 3 \text{ s}^{-1}$ zu: $0,5 \text{ Hz} \ll f \ll 46 \text{ Hz}$. Da die Abmessungen des Cores der KNK I mit 117,5 cm Durchmesser und 105 cm Höhe jedoch deutlich größer als diese Kohärenzlänge sind, wurde die Verwendung weiterer Kriterien zur Abschätzung des für die Anwendung der Punktkinetik gültigen Frequenzbereiches notwendig. Für Frequenzen in der Umgebung und oberhalb von β/l wurden die Abweichungen von der Punktkinetik durch die Berechnung der ortsabhängigen Übertragungsfunktion für einen thermischen Reaktor /41/ und den SNR 300 /42/ untersucht. Demnach überschätzt die Punktkinetik bei Frequenzen $\omega > \beta/l$ bei geringem Abstand zwischen Störung und Detektor die Dämpfung, bei großem Abstand wird sie unterschätzt. Aufgrund dieser Betrachtungen ist zu schließen, daß für das KNK I-Core die Grenzfrequenz für die Anwendbarkeit der Punktkinetik $f_{g,Pk}$ bei etwa 50 Hz liegt; für den SNR 300 wurden in /42/ wesentlich größere Werte ($f_{g,Pk} \approx 2 \dots 3 \text{ kHz}$) ermittelt.

Ist jedoch - wie z.B. bei großen Leichtwasserreaktoren - die Punktkinetik im interessierenden Frequenzbereich nicht gültig, dann bestehen zwischen den lokalen, am Ort r_j im Core auftretenden Rausch-

quellen $q_j(r_j, t)$ und dem Rauschsignal $i_k(r_k, t)$ des Neutronendetektors am Ort r_k die folgenden qualitativen Beziehungen: die Rauschquellen $q_j(r_j, t)$ verursachen lokale Temperatur- und/oder Dichteänderungen, die wiederum Änderungen der makroskopischen Wirkungsquerschnitte zur Folge haben. Die daraus resultierenden Änderungen der Neutronendichte $n(r, t)$ bzw. der Flußverteilung $\varphi(r, E, t)$ bewirken im "Sichtbereich" des Detektors über die Änderung der Reaktionsraten einen Beitrag zum Detektorsignal $i_k(r_k, t)$. Da i.a. die Rauschquellen ein kompliziertes, ortsabhängiges räumliches Feld bilden, ist - wie in /26,27/ gezeigt wird - eine allgemeingültige analytische Beziehung zur Berechnung des Neutronenrauschens für diesen Fall nicht möglich. Ist jedoch die Punktkinetik anwendbar, so sind die Schwankungen in der Neutronendichte $n(t)$ mit der Reaktivität $\rho(t)$ über die punktkinetischen Gleichungen verbunden und erzeugen an einem beliebigen Detektorort immer die gleichen relativen Signalschwankungen; d.h. der Ortsindex k ist nicht erforderlich.

Die Linearisierbarkeit der punktkinetischen Gleichungen wurde im Detail in /43/ untersucht. Wird angenommen, daß die Leistungsfluktuationen weniger als 1 % des stationären Wertes betragen, so erhält man durch die Linearisierung bei Meßzeiten von einigen Stunden einen vernachlässigbaren Fehler. Demnach kann für Frequenzen $f < f_{g, Pk} \approx 50$ Hz das KNK I-Core als lineares System beschrieben werden.

3.2 Komponenten des Neutronenrauschens

Zur mathematischen Behandlung kann der Reaktor für Frequenzen $f < f_{g, Pk} \approx 50$ Hz als lineares System betrachtet werden, das von insgesamt n Eingangsgrößen - den Rauschquellen q_j , $j = 1 \dots n$ - ange-regt wird; als Ausgangsgrößen des Systems werden die Rauschsignale i_k von insgesamt m Neutronenflußdetektoren betrachtet, die am Ort r_k sowohl innerhalb als auch außerhalb des Cores angeordnet sein können

(Abb. 4a). Zunächst werden die drei möglichen Komponenten, aus denen i_k prinzipiell zusammengesetzt werden kann, definiert und beschrieben.

Im Gültigkeitsbereich der Punktkinetik gilt für den Strom I_k des K-ten Neutronendetektors, wenn zunächst der Einfluß des Untergrundrauschens nicht berücksichtigt wird:

$$I_k(r_k, t) = \bar{q}_k W_k(r_k, t) N(t) / (\bar{v} l) \quad (2)$$

Dabei ist W_k die Detektorempfindlichkeit als Verhältnis der Zahl der nachgewiesenen Spaltungen im Detektor (SpD) zur Zahl der gesamten Spaltungen im Reaktor (SpR); diese Größe ist abhängig vom Detektorort r_k und - da dieser bzw. der Abstand Detektor/Core sich zeitlich verändern kann - auch abhängig von der Zeit t . Die Schwankungen der Neutronendichte $N(t)$ sind verbunden mit Leistungs- bzw. Reaktivitätsschwankungen $\rho(t)$. Die restlichen Größen in Gl. (2) bezeichnen die mittlere im Detektor freigesetzte elektrische Ladung \bar{q}_k je SpD, die mittlere Zahl \bar{v} der je Spaltung freigesetzten Neutronen und die Lebensdauer l der prompten Neutronen. Strom, Empfindlichkeit und Neutronendichte werden jeweils in einen stationären (Index 0) und in einen zeitveränderlichen Anteil (Rausch- oder Fluktuationskomponente) zerlegt:

$$I_k(r_k, t) = I_{k0}(r_k) + \tilde{i}_k(r_k, t) \quad (3)$$

$$W_k(r_k, t) = W_{k0}(r_k) + \tilde{w}_k(r_k, t) \quad (4)$$

$$N(t) = N_0 + \tilde{n}(t) \quad (5)$$

Mit diesen Gleichungen und den folgenden Normierungen:

$$i_k(t) = \frac{\tilde{i}_k}{I_{k0}} \quad (6)$$

$$w_k(t) = \frac{\tilde{w}_k}{\tilde{w}_{k_0}} \quad (7)$$

$$n(t) = \frac{\tilde{n}}{N_0} \quad (8)$$

erhält ¹⁾ man aus Gl. (2) den folgenden Ausdruck:

$$i_k(t) = n(t) + w_k(t) \quad (9)$$

Gl. (9) macht deutlich, wodurch die für die Erkennung von Funktionsstörungen wesentlichen Komponenten des Signals eines Neutronendetektors bedingt sein können: durch Schwankungen in der Neutronendichte $n(t)$ bzw. der Reaktivität $\rho(t)$ sowie der Empfindlichkeit $w_k(t)$ des k -ten Detektors. Wird der Einfluß des gesamten Untergrundrauschens durch Einführung der Rauschkomponente i_k^u berücksichtigt und die folgenden Schreibweisen verwendet: $n(t) = i^\rho(t)$ und $w_k(t) = i_k^w(t)$ so ist Gl. (9) zu schreiben als:

$$i_k(t) = i^\rho(t) + i_k^w(t) + i_k^u(t) \quad (10)$$

Die Summanden auf der rechten Seite dieser Gleichung sind die drei möglichen Komponenten des Rauschsignals i_k eines Neutronendetektors. Der Begriff "Neutronenrauschen", der für i_k üblicherweise verwendet wird, ist demnach etwas mißverständlich, da nicht nur das Reaktivitäts- bzw. das eigentliche Neutronenrauschen i^ρ , sondern auch das Empfindlichkeitsrauschen i_k^w und das Untergrundrauschen i_k^u zum Signal i_k beitragen.

Nach diesen Ausführungen können die n Rauschquellen q_j entsprechend den definierten Komponenten ebenfalls in drei Gruppen unterschieden werden: die Reaktivitätsrauschquellen $r_1 \dots r_1$, die Empfindlichkeits-

¹⁾ Der Summand $n(t)w_k(t)$ wurde vernachlässigt.

rauschquellen $e_1 \dots e_m$ und die Untergrundrauschquellen $u_1 \dots u_p$ (Abb. 4b)
 Im folgenden Abschnitt werden diese genauer betrachtet.

3.3 Gleichungen für den Syntheseansatz

3.3.1 Reaktivitätsrauschen

Wird die SLD des gesamten externen Reaktivitätsrauschens $\rho(t)$ mit S_ρ und die der zugehörigen Komponente des Neutronenrauschens $i^\rho(t)$ mit S_i^ρ bezeichnet (Abb. 4c), gilt:

$$S_i^\rho = |H|^2 S_\rho \quad (11)$$

Dabei ist H die Übertragungsfunktion zwischen Reaktivität und Leistung des Leistungsreaktors, d.h. der Einfluß der temperaturbedingten internen Reaktivitätsrückwirkungen soll bereits in H berücksichtigt sein. Da nachgewiesen wurde, daß das KNK I-Core für Frequenzen $f < 50$ Hz bezüglich seiner Reaktivitätsstörungen als "Lineares-Multiple-Input System" betrachtet werden kann, können die gesamten externen Reaktivitätsstörungen $\rho(t)$ durch dessen Komponenten $\rho_j(t)$ ersetzt werden:

$$\rho(t) = \sum_{j=1}^1 \rho_j(t) \quad (12)$$

Durch Fouriertransformation, konjugiert komplexe Multiplikation und Mittelung ergibt sich die zugehörige SLD zu:

$$S_\rho = \sum_{j=1}^1 S_{\rho_j} + \sum_{j,k=1}^1 \sum_{j \neq k} S_{\rho_j, \rho_k} \quad (13)$$

Dabei ist S_{ρ_j} die SLD von $\rho_j(t)$ und S_{ρ_j, ρ_k} die KSD zwischen $\rho_j(t)$ und $\rho_k(t)$. Durch Einsetzen der Übertragungsfunktionen G_j , $j=1 \dots 1$, die den Zusammenhang zwischen den insgesamt 1 Rauschquellen r_j und

den zugehörigen Reaktivitätskomponenten ρ_j im Frequenzbereich angeben, erhält man schließlich:

$$S_i^\rho = |H|^2 \left\{ \sum_{j=1}^1 |G_j|^2 S_{r_j} + \sum_{j,k=1}^1 \sum_{j \neq k} G_j^* G_k S_{r_j, r_k} \right\} \quad (14)$$

S_{r_j} ist die SLD von r_j und S_{r_j, r_k} die KSD von r_j und r_k ; G_j^* ist die konjugiert komplexe Funktion zu G_j . Durch Ausnützung von Symmetrieeigenschaften erhält man dann eine für die weitere Behandlung besonders geeignete Form:

$$S_i^\rho = |H|^2 \left\{ \sum_{j=1}^1 |G_j|^2 S_{r_j} + 2 \sum_{j=1}^{l-1} \sum_{K=j+1}^1 |G_j| |G_K| |S_{r_j, r_K}| \chi_{j,K} \right\} \quad (15)$$

$$\chi_{j,K} = \cos \varphi_j + \cos \varphi_K + \cos \alpha_{r_j, r_K} \quad (16)$$

Der Winkel α_{r_j, r_K} ist der Phasenwinkel der KSD S_{r_j, r_K} und beeinflusst gemeinsam mit den Phasenwinkeln φ_j bzw. φ_K der Übertragungsfunktionen G_j bzw. G_K den Betrag und das Vorzeichen des Beitrags der KSD zu S_i^ρ .

Gl. (15) stellt die für die Synthese des Reaktivitätsrauschens benötigte Bilanzgleichung dar, deren rechte Seite durch Summation der Einzelbeiträge der Reaktivitätsrauschquellen zu bilden und mit der - unabhängig aus dem Neutronenrauschen zu bestimmenden - linken Seite bzw. S_i^ρ zu vergleichen ist. Dabei können auf der rechten Seite von Gl. (15) nur diejenigen Reaktivitätsrauschquellen eingesetzt werden, die zur Gruppe G I (meßbar, bekannte Übertragungsfunktion) zu rechnen sind, weshalb die sich aus der Summation der Einzelbeiträge ergebende SLD mit S_i^ρ [GI] bezeichnet wird. Wird angenommen, daß m der insgesamt l Reaktivitätsrauschquellen zu G I zu rechnen sind und wird der Beitrag der verbleibenden Rauschquellen (Gruppe GII, GIII, GIV) durch $\rho_x(t)$ bzw. S_{ρ_x} beschrieben, gilt:

$$S_i^\rho = S_i^\rho [G \ I] + S_i^\rho [\rho_x] \quad (17)$$

$S_i^\rho [GI]$ ergibt sich aus Gl. (15), wenn in dieser nur über die m Rauschquellen der Gruppe GI summiert wird, d.h. der Index l durch m ersetzt wird. $S_i^\rho [\rho_x]$ ist derjenige Beitrag zur Reaktivitätskomponente des Neutronenrauschens, der durch die nicht quantitativ identifizierbaren Rauschquellen - d.h. durch ρ_x - bedingt ist. Dieser kann geschrieben werden als

$$S_i^\rho [\rho_x] = |H|^2 S_{\rho_x} + 2 \sum_{j=1}^m |S_{\rho_j, \rho_x}| \cos \alpha_{\rho_j, \rho_x} \quad (18)$$

Nur wenn keine Korrelation von ρ_x mit ρ_j , $j=1 \dots m$ vorliegt, d.h.

$$|S_{\rho_j, \rho_x}| = 0 \quad (19)$$

gilt, ist der unbekannte Reaktivitätsbeitrag quantitativ aus Gl. (17) bestimmbar:

$$S_{\rho_x} = \frac{1}{|H|^2} (S_i^\rho - S_i^\rho [G \ I]) \quad (20)$$

Inwieweit die Identifikation der Reaktivitätsrauschquellen erfolgreich war, kann quantitativ durch die Bildung des Gütequotienten

$$q_\rho = \frac{S_i^\rho [G \ I]}{S_i^\rho} \quad (21)$$

ermittelt werden. Die wesentliche Schwierigkeit bei der Anwendung dieser Gleichungen besteht nun darin, daß Korrelationen zwischen den meßbaren Reaktivitätsrauschquellen mit ρ_x ausgeschlossen werden müssen. Dies erfordert zunächst eine Untersuchung, wodurch prinzipiell derartige Kopplungen zwischen den Rauschquellen der Gruppe GI und der unbekanntem Reaktivitätsrauschquelle x möglich sind. Nach Abb. 5 können diese dadurch bedingt sein, daß

- (A) die Rauschquellen der Gruppe GI (repräsentiert durch m in Abb. 5) korrelierte Beiträge $x^k(t)$ zu $x(t)$ liefern (Abb. 5b);
- (B) $x(t)$ direkt über die Übertragungsfunktion K korrelierte Beiträge m^k zu m liefert (Abb. 5c) und
- (C) $x(t)$ über das Neutronenrauschen $i(t)$ durch externe Rückkopplungen K korrelierte Beiträge m^k zu m bewirkt (Abb. 5d).

Wird nachgewiesen, daß die Übertragungsfunktion G richtig bestimmt wurde, so braucht Fall (A) nicht betrachtet zu werden. Ebenso ist Fall (B) sicherlich nicht von praktischer Bedeutung im Gegensatz zu Fall (C): Da hier das betriebsbedingte, inhärente Rauschen des geregelten Reaktors betrachtet wird und der Neutronenfluß bzw. die Temperatur an der Reaktorregelung beteiligt sind, sind derartige externe Rückkopplungen immer vorhanden. Nur wenn diese in einem bestimmten Frequenzbereich aufgetrennt werden können, ist der Syntheseansatz überhaupt anwendbar. Aus diesem Grund muß eine Untersuchung aller möglichen externen Rückkopplungen, die bei stationärer geregelter Betriebsweise in der gesamten Reaktoranlage möglich sind, vorgenommen werden und dann versucht werden, derartige Frequenzbereiche zu bestimmen.

Eine allgemeinere Darstellung des Problems und dessen Lösung für lineare Systeme gibt /44/. Bei Nulleistungsreaktoren wurde der Einfluß linearer /45,46,47/ und nichtlinearer /48/ externer Rückkopplungen sowohl theoretisch als auch experimentell bei "definierten" Bedingungen untersucht: Art und Übertragungsfunktion einer einzelnen Rückkopplung waren ebenso bekannt wie die Verteilung der Rauschquellen im Kreislauf und deren stochastische Parameter. Bei Leistungsreaktoren sind diese Größen im allgemeinen nicht bekannt; ihr Einfluß auf das Neutronenrauschen wurde bisher nicht berücksichtigt. Zur Vermeidung von Fehlinterpretationen bei der Anwendung des Syntheseansatzes ist dies jedoch unbedingt erforderlich.

3.3.2 Empfindlichkeitsrauschen

Im Prinzip kann der Beitrag der Empfindlichkeitsrauschquellen $e_1 \dots e_m$ zur Komponente i_k^w des Neutronenrauschens (Abb. 4 b) mit demselben aufwendigen Formalismus behandelt werden wie zuvor das Reaktivitätsrauschen. Im Gegensatz zu diesem werden Schwankungen in der Detektorempfindlichkeit $w(t)$ erfahrungsgemäß (z.B. /25,34,36,83/) nur durch ganz spezielle Effekte verursacht werden, nämlich:

- (A) durch Änderungen in der effektiven Dicke des abschirmenden Materials zwischen Ex-Core Detektor und Core (Abschwächungsrauschen) sowie
- (B) durch die Bewegung eines In-Core Detektors im Gradienten des Neutronenflusses (Bewegungsrauschen).

Zu (A): Abschwächungsrauschen (Abb. 6)

Der Strom I_k des Ex-Core Neutronendetektors am Ort r_k ist zu berechnen mit:

$$I_k = \epsilon \phi_k \quad (22)$$

Dabei ist ϵ die auf die Flußeinheit bezogene Empfindlichkeit des Detektors und ϕ_k der Fluß am Ort k des Detektors, der mit dem als zeitunabhängig angenommenen Fluß ϕ_0 am inneren Rand der Abschirmung über das bekannte Abschwächungsgesetz verbunden ist:

$$\phi_k = \phi_0 e^{-\Sigma_k D_k} \quad (23)$$

Die Dicke D_k des den Neutronenstrom ϕ_0 abschwächenden Materials, der zugehörige makroskopische Wirkungsquerschnitt Σ_k sowie der Fluß ϕ_k werden wie üblich in Gleich- und Fluktuationsanteil aufgeteilt:

$$D_k = D_{k0} + d_k(t) \quad (24)$$

$$\dot{\Sigma}_k = \Sigma_{k_0} + \sigma_k(t) \quad (25)$$

$$\phi_k = \phi_{k_0} + \mathcal{P}_k(t) \quad (26)$$

Die entsprechenden auf den Mittelwert I_{k_0} normierten Fluktuationen des Ex-Core Detektorsignals i_k^a erhält man unter Verwendung der Gleichungen (22) bis (26) näherungsweise zu:

$$i_k^a = - \frac{\Sigma_{k_0}}{1 - \Sigma_{k_0} D_{k_0}} d_k - \frac{D_{k_0}}{1 - \Sigma_{k_0} D_{k_0}} \sigma_k \quad (27)$$

Der durch Änderungen der Dicke d_k verursachte Beitrag zum Neutronenrauschen nach Gl. (27) ist (Abb. 4c):

$$S_{i_k^d} = \left[\frac{\Sigma_{k_0}}{1 - \Sigma_{k_0} D_{k_0}} \right]^2 S_{d_k} = E_{d_k}^2 S_{d_k} \quad (28)$$

wobei S_{d_k} die SLD der Dickenänderungen d_k ist. Die bei Druckwasserreaktoren beobachteten Beiträge zum Neutronenrauschen, die diesem Effekt zugeschrieben werden, sind durch die Änderung der Dicke des Wasserspalts zwischen Core-Barrel und Reaktortank bedingt. In diesem Fall tritt das Abschwächungsrauschen entsprechend der Core-Barrel Bewegung und dem Ort des Detektors mit Phasendifferenzen auf (unsymmetrisches Abschwächungsrauschen). Die durch die Fluktuationen des Removalquerschnittes σ_k bzw. durch die Dichteschwankungen γ_k um den zugehörigen mittleren Wert γ_{k_0} verursachten Beiträge zum Neutronenrauschen i_k^Y müssen nicht notwendig mit solchen Phasendifferenzen verbunden sein (symmetrisches Abschwächungsrauschen); zu berechnen ist ihre SLD nach Gl. (27) mit:

$$S_{i_k^Y} = \left[\frac{D_{k_0} \Sigma_{k_0}}{1 - \Sigma_{k_0} D_{k_0}} \right]^2 S_{\gamma_k} = E_{\gamma_k}^2 S_{\gamma_k} \quad (29)$$

Dabei ist S_{γ_k} die SLD der relativen Dichteänderungen $\gamma_k(t)/\gamma_{k_0}$ im abschirmenden Material (Abb. 4 c).

Zu (B): Bewegungsrauschen (Abb. 7)

Ist $\epsilon_k(E)$ die auf die Flußeinheit bezogene, von der Energie E abhängige Empfindlichkeit des verwendeten Detektortyps, $\left. \frac{\delta\Phi(r,E)}{\delta r} \right|_{r=B_{ko}}$ der Flußgradient am Detektorort B_{ko} , dann erhält man den durch geringfügige Bewegungen $b_k(t)$ des Neutronendetektors erzeugten Strom zu:

$$i_k^b = \epsilon(E) \left. \frac{\delta\Phi(r,E)}{\delta r} \right|_{r=B_{ko}} b_k(t) \quad (30)$$

Mit Hilfe von $I_{ko} = \epsilon\Phi_{ko}$; $\Phi_{ko} = \Phi|_{r=B_o}$ ergibt sich die zugehörige, auf I_{ko} normierte SLD zu:

$$S_{i_k^b} = \frac{1}{\Phi_{ko}^2} \left[\left. \frac{\delta\Phi_{ko}}{\delta r} \right|_{r=B_{ko}} \right]^2 S_{b_k} = E_{b_k}^2 S_{b_k} \quad (31)$$

Dabei ist S_{b_k} die SLD zu $b_k(t)$, der Bewegungskomponente des In-Core-Detektors in Richtung der Flußgradienten.

Die Gl. (28), (29) und (31) beschreiben zwar nur in stark vereinfachter Form den Beitrag des Empfindlichkeitsrauschens zum Neutronenrauschen; für die Untersuchung, ob dieses bei der Analyse der Rauschmessungen der KNK I von Bedeutung ist, erscheint sie dennoch ausreichend.

3.3.3 Untergrundrauschen

Ein Beitrag der Untergrundrauschquellen $u_1 \dots u_p$ zur Komponente i_k^u des Neutronenrauschens (Abb. 4) ist möglich durch:

- (A) das frequenzunabhängige Nachweisrauschen, das durch die Statistik des Nachweisprozesses der Neutronen im Detektor bedingt ist und von dessen Empfindlichkeit W_{ko} bzw. vom Detektorort abhängt. Somit kann der Beitrag des Nachweisrauschens i_k^n als lokale Komponente des Neutronenrauschens betrachtet werden.
- (B) die statistischen Schwankungen in der Zahl der Neutronen, die bei

einer Spaltung im Reaktor freigesetzt werden. Dieses Spaltungsrauschen bewirkt - die Gültigkeit der Punktkinetik wiederum vorausgesetzt - ortsunabhängige bzw. integrale Beiträge zum Neutronenrauschen; diese Komponenten werden mit i^s bezeichnet.

(C) das Instrumentierungsrauschen i_k^i , das erzeugt wird durch das Eigenrauschen der Meßwertaufnehmer, der Verstärker und Kompensationseinheiten, der Geräte zur Speicherung und Datenanalyse usw. Zudem ist der Einfluß von elektrischen Störungen bei der Messung und Analyse möglich. Das Instrumentierungsrauschen kann im voraus nicht berechnet werden und muß durch entsprechende Untergrundversuche ermittelt werden.

Die SLD des Nachweis- und Spaltungsrauschens S_i^n bzw. S_i^s sind nach /49/ in der auf $I_o^2 = (\bar{q} W_o F_o)^2$ normierten Form zu schreiben als (Ortsindex k zunächst nicht berücksichtigt):

$$S_i^n = \frac{\bar{q}^2}{-2} \frac{1}{W_o F_o} \quad (32)$$

$$S_i^s = \frac{D |H|^2}{F_o} \quad (33)$$

Hierbei ist $D = 0,8$ (Divenfaktor) und $\bar{q}^2/\bar{q}^{-2} = 1,2$ für Spaltkammern (Bennettfaktor) zu setzen. Ob das Spaltungsrauschen im Verhältnis zum Nachweisrauschen vernachlässigbar ist, hängt von den Detektoreigenschaften und den Einbauverhältnissen ab. Mit

$$q_{s,n} = S_i^s/S_i^n \quad (34)$$

erhält man mit Gl. (32) und (33) für Frequenzen ω , für die gilt:
 $\lambda \ll \omega \ll \beta/1$ (prompte Kinetik)

$$q_{s,n} \approx 0,66 W_o/\beta^2 \quad (35)$$

und mit $\beta = 7,2 \cdot 10^{-3}$ (KNK I) wird

$$q_{s,n} = 1,28 \cdot 10^4 W_o \quad (36)$$

Die Empfindlichkeit W_o in Gl. (36) läßt sich für die In-Core und Ex-Core-Neutronendetektoren an der KNK I mit der Beziehung

$$W_o = \frac{I_o \epsilon_1}{\bar{q} P_o} \quad (37)$$

und Annahmen zu I_o bei der Leistung P_o und den Werten \bar{q} abschätzen; ϵ_1 ist die je Spaltung im Reaktor erzeugte Energie: $\epsilon_1 = 3,08 \cdot 10^{-11}$ Ws/SpR. Mit $I_o = 10^{-4}$ A bei $P_o = 58$ MW und typischen Werten von

$$\begin{aligned} \bar{q} &\approx 10^{-13} \dots 10^{-14} \text{ As/SpD bei Ex-Core und} \\ \bar{q} &\approx 10^{-14} \dots 10^{-15} \text{ As/SpD bei In-Core-Dektoren} \end{aligned}$$

erhält man Empfindlichkeiten von

$$\begin{aligned} W_o &= 5 \cdot 10^{-10} \dots 5 \cdot 10^{-9} \text{ SpD/SpR bzw.} \\ W_o &= 5 \cdot 10^{-9} \dots 5 \cdot 10^{-8} \text{ SpD/SpR.} \end{aligned}$$

Mit diesen Abschätzungen ergeben sich aus Gl. (36) Werte für $q_{s,n}$ zwischen etwa 10^{-5} und 10^{-3} , d.h. das Spaltungsrauschen ist hier wesentlich kleiner als das Nachweisrauschen. Wird angenommen, daß das Instrumentierungsrauschen durch eine entsprechende Auslegung der Meßkanäle vernachlässigbar ist, dann ist das nicht vermeidbare, durch das Nachweisrauschen bedingte Untergrundrauschen durch einfache Umformung von Gl. (32) zu berechnen mit:

$$S_i^u \approx S_i^n = \frac{1,2 \bar{q}}{I_o} \quad (38)$$

Bei Verwendung der zuvor getroffenen Annahmen zu \bar{q} und I_o ergeben sich Werte für S_i^u im Bereich von 10^{-9} s ... 10^{-11} s. Diese Werte

für das Untergrundrauschen sind im Vergleich zu Ergebnissen von anderen Reaktoren gering /5,25 /, d.h. es ist zu erwarten, daß sehr kleine Reaktivitäts- bzw. Empfindlichkeitsfluktuationen nachzuweisen sind.

3.4 Gleichungen für den Differenzansatz

Beim Differenzansatz werden die Komponenten im Neutronenrauschen i_j, i_k der Detektoren am Ort j bzw. k zunächst danach unterschieden, ob sie miteinander korrelierte oder unkorrelierte Anteile enthalten und dann versucht, auf die ursächlichen Rauschquellen zu schließen. Hierzu werden die folgenden stochastischen Kenngrößen von den insgesamt m Signalen i_j, i_k verwendet:

die SLD S_{ij} und S_{ik} , der Betrag $|S_{ij, ik}|$ und die Phase $\alpha_{ij, ik}$ der KSD, die SLD des Ensemble-Mittelwertes

$$\bar{i}(t) = \frac{1}{m} \sum_{j=1}^m i_j(t) \quad (39)$$

sowie die Kohärenzfunktion

$$\gamma_{ij, ik} = |S_{ij, ik}| / \sqrt{S_{ij} S_{ik}} \quad (40)$$

Enthält das Neutronenrauschen in einem Frequenzbereich nur integrale Komponenten, d.h. Komponenten, die an einem beliebigen Ort zur gleichen Zeit und mit gleicher relativer Amplitude auftreten, so müssen die folgenden Beziehungen erfüllt sein:

$$S_{ij} = S_{ik} = S_{\bar{i}} = |S_{ij, ik}| \quad (41)$$

$$\alpha_{ij, ik} = 0 \quad (42)$$

$$\gamma_{i_j, i_k} = 1 \quad (43)$$

Derartige integrale Beiträge sind zu erwarten durch: das Reaktivitätsrauschen i^p , das Spaltungsrauschen i^s und spezielle Anteile des Untergrundrauschens, die sich - wie z.B. Gleichlaufstörungen des Bandgerätes und korrelierte elektrische Störeinstreuungen - gleichzeitig auf alle Detektorsignale auswirken. Korrelierte Anteile in den Signalen der Ex-Core-Detektoren sind prinzipiell auch möglich durch gleichzeitig auftretende, radialsymmetrische Veränderungen der effektiven Dicke D_k des abschirmenden Mediums, dem "symmetrischen" Abschwächungsrauschen. Dieses kann durch einen Vergleich der Signale von In-Core- und Ex-Core-Detektoren festgestellt werden.

Wird das Neutronenrauschen nur von lokalen, statistisch unabhängigen bzw. unkorrelierten Komponenten gebildet, gilt:

$$S_i^- = \frac{1}{m^2} \sum_{j=1}^m S_{i_j} = (S_i^-)_{\hat{\gamma}=0} \quad (44)$$

Die Meßwerte des Betrags der KSD und der Kohärenzfunktion müssen in diesem Fall um den Erwartungswert dieser Größen für unkorrelierte Signale (d.h. $\hat{\gamma} = 0$) schwanken. Die Erwartungswerte bzw. "Biasfehler" sind abhängig von der Analysezeit T_A und werden beschrieben durch (s. Anhang II):

$$\text{bias } (|S_{i_j, i_k}|)_{\hat{\gamma}=0} \quad (45)$$

und

$$\text{bias } (\gamma_{i_j, i_k})_{\hat{\gamma}=0} \quad (46)$$

Eine Phasenbeziehung α_{i_j, i_k} ist nicht angebar. Verursacht werden solche Komponenten insbesondere durch das Nachweisrauschen, durch bestimmte Anteile des Instrumentierungsrauschens sowie durch das Bewegungsrauschen von In-Core-Detektoren.

Die Existenz von lokalen, korrelierten Komponenten läßt sich durch

die Untersuchung der Phasenbeziehung zwischen den Detektorsignalen nachweisen. Wird (s. Anhang II) für

$$\gamma_{i_j, i_k} > \text{bias } (\gamma_{i_j, i_k})_{\hat{\gamma}=0} + \sqrt{\text{VAR}(\gamma_{i_j, i_k})} \quad (47)$$

eine Phase $\alpha_{i_j, i_k} \neq 0$, d.h. eine Phasendifferenz¹⁾ festgestellt, dann weist das Neutronenrauschen derartige Komponenten auf. Da für das KNK I-Core für $f < f_{g, Pk} \approx 50$ Hz keine Phasendifferenzen durch Fluktuationen der Neutronendichte zu erwarten sind, könnten diese für $f < 50$ Hz nur durch "unsymmetrisches" Abschwächungsrauschen - z.B. Relativbewegungen des gesamten Cores zu den Ex-Core-Detektoren - verursacht werden.

4. Beschreibung der experimentellen Anordnung

4.1 Beschreibung der KNK I

In dem für die Untersuchungen benötigten Strukturbild (Abb. 8) der KNK I wurden nur diejenigen Komponenten berücksichtigt, die für den interessierenden stationären Leistungsbetrieb erforderlich sind. Eine weitergehende Beschreibung des Reaktors kann /22,51,52/ entnommen werden.

Die untere Hälfte von Abb. 8 zeigt schematisch die bei allen natriumgekühlten Reaktoren übliche Kreisstruktur, bestehend aus Core, Primär-, Sekundär- und Dampfkreislauf. Die im thermischen Core C (UO_2 -Brennstoff, 6,5 % Anreicherung, zirkonhydridmoderiert) erzeugte thermische Leistung von 58 MW (= 100 %) wird zunächst über die beiden Primärkreisläufe (PK1 bzw. PK2) an die beiden Sekundärkreisläufe (SK1 bzw. SK2) übertragen und liefert schließlich über die Dampferzeuger (DEZ1 bzw. DEZ2), die gemeinsame Turbine T und den Generator G eine elektrische

1) Wegen der Bedeutung der Phasendifferenz wurde für diesen Ansatz die Bezeichnung "Differenzansatz" gewählt

Nettoleistung von 17,8 MW /53/ in das Verbundnetz. Die Natriumtemperaturen im "heißen" bzw. "kalten" Strang betragen bei Nennleistung etwa 520 °C bzw. 360 °C im Primärkreislauf sowie 510 °C bzw. 350 °C im Sekundärkreislauf; der Frischdampfzustand ist 500 °C bei 80 bar.

In der oberen Hälfte sind die Regelsysteme R angeordnet, die insbesondere wegen des positiven Leistungskoeffizienten der KNK I und zur Kompensation von Abbrandeffekten - auch bei der interessierenden stationären Betriebsweise in Funktion treten. Die Verbindung zwischen den Regelkreisen und der Anlagenstruktur bilden die Meßwertempfänger und Stellelemente, deren ungefähre räumliche Anordnung und Bezeichnungsweise ebenfalls Abb. 8 zu entnehmen ist.

Die Wechselwirkung zwischen den Regelsystemen und den Kreisläufen ist folgende: Das Ausgangssignal k des Kreislaufreglers R_k bewirkt eine Anpassung der im Reaktor erzeugten Leistung an die geforderte elektrische Leistung $P_{el, Soll}$ bei Berücksichtigung der Sollwerte für Frischdampfdruck und -Temperatur $P_{D, Soll}$ bzw. $T_{D, Soll}$. Abweichungen des Istwertes des Dampfzustandes vom Sollwert veranlassen über das Führungssignal k eine geeignete Veränderung der Reaktorleistung. Die wichtigste Eingangsgröße für die Reaktorregelung R_R ist die Natriumtemperatur T_a im oberen Plenum, deren Sollwert nur geringfügig von der Reaktorleistung abhängig ist. Die Signale von Neutronenfluß- und Durchflußaufnehmern I bzw. Q_1, Q_2 werden als Hilfsgrößen verwendet. Durch die Reglerausgangssignale x_a und r_{R_3} kann die Reaktorleistung über die Eintauchtiefe von Regelstab E_H und Regelbank E_B beeinflußt werden. Zur Reduzierung der Schalthäufigkeit soll über das Reglerausgangssignal r_{R_1} der Sollwert für den Natriumdurchsatz im Primärkreis verändert werden, was auch - zur Verbesserung des Lastfolgeverhaltens - vom Kreislaufregler R_k erfolgen kann. Jeder Kühlmittelkreislauf besitzt wiederum eine unterlagerte Regelung für die Pumpendrehzahl R_p , die für die Einhaltung des Soll-Durchsatzes sorgt. Letzterer wird etwa proportional zur Reaktorleistung verändert, so daß - wie erwähnt - näherungsweise die Aufheizung des Primärnatriums durch das Core konstant ist.

4.2 Wahl der Meßstellen der Betriebsinstrumentierung

In /5,8,9/ wurden als Quellen des Neutronenrauschens die Schwankungen von Natrium-Eintrittstemperatur und -Durchsatz vermutet, weshalb zunächst untersucht wurde, inwieweit diese mit der Betriebsinstrumentierung meßbar sind. Die jeweils in den Kreisläufen PK1 bzw. PK2 am Punkt 5 (Abb. 8) meßbaren Fluktuationen der Natriumtemperatur η_1 und η_2 durchlaufen zunächst eine etwa 10 m lange Rohrleitung bis zum Mischpunkt (Punkt 6) für die wiederum etwa 10 m lange gemeinsame Eintrittsleitung, bis sie schließlich die benötigten Schwankungen der Eintrittstemperatur η im unteren Reaktorplenum (Punkt 7) bewirken; analog hierzu muß aus den ebenfalls am Punkt 5 meßbaren Größen μ_1 bzw. μ_2 die benötigte Kühlmitteldurchsatzfluktuation μ durch das Core gebildet werden. Beschreiben $T_{5,6}$ und $T_{6,7}$ den Einfluß des Transportvorganges zwischen dem Meßort für η_1 bzw. η_2 und dem Core, dann gilt bei der üblichen symmetrischen Betriebsweise der Kreisläufe im Frequenzbereich:

$$S_{\eta} = T_{5,6} T_{6,7} S_{\tilde{\eta}} \quad (48)$$

wobei $S_{\tilde{\eta}}$ die unter Verwendung von

$$\tilde{\eta}(t) = \frac{1}{2}(\eta_1(t) + \eta_2(t)) \quad (49)$$

gebildete SLD ist.

Wegen der Inkompressibilität des Natriums braucht der Abstand zwischen Meßort und Core bei den Durchsatzfluktuationen nicht berücksichtigt zu werden weshalb - bei symmetrischer Betriebsweise - die SLD der gesamten Coredurchsatzfluktuationen zu bilden ist unter Verwendung von:

$$\mu(t) = \mu_1(t) + \mu_2(t) \quad (50)$$

Wegen des inhärent instabilen Cores (positiver Leistungskoeffizient) muß auch die Bewegung von Regelstab h und Regelbank b um den zugehörigen

Mittelwert der Eintauchtiefe E_{Ho} bzw. E_{Bo} als mögliche Quelle des Neutronenrauschens angesehen werden. Die entsprechenden Signale werden von der Betriebsinstrumentierung zur Verfügung gestellt. Wird angenommen, daß die Übertragungsfunktionen $T_{5,6}$ und $T_{6,7}$ sowie die Übertragungsfunktionen G_{η} , G_{μ} , G_h und G_b zwischen den zuvor angegebenen Rauschquellen und den entsprechenden Reaktivitätskomponenten ρ_{η} , ρ_{μ} , ρ_h und ρ_b bestimmt werden können, können diese zur Bildung von $S_i^{\rho} [GI]$ entsprechend Gl. (17) herangezogen werden. Dabei wird die Kenntnis der Reaktivitäts-Leistungs-Übertragungsfunktion H vorausgesetzt. Da weitere Signale der Betriebsinstrumentierung, die mit Aussicht auf Erfolg beim Syntheseansatz verwendbar sein könnten, nicht festgestellt wurden, ergibt sich mit den eingeführten Bezeichnungen aus Abb. 4 zunächst das Blockdiagramm entsprechend Abb. 9. Dabei stellt ρ_x die in Kapitel 3.3.1 eingeführte Reaktivitätsrauschquelle dar.

Zur Anwendung des Differenzansatzes werden die Signale von Neutronendetektoren benötigt, die an verschiedenen Orten - möglichst auch innerhalb des Cores - angeordnet sind. Mit Hilfe der Rauschsignale i_2 , i_3 und i_4 der Ex-Core Ionisationskammern an den entsprechenden Orten (Abb. 12) ist zumindest bedingt auch mit der Betriebsinstrumentierung die Erprobung des Differenzansatzes möglich.

Schließlich können von der Betriebsinstrumentierung zur Durchführung von Korrelationsversuchen (empirischer Ansatz) noch die Druckfluktuationen p_1 , p_2 am Druckstutzen der Primärpumpen in Betracht gezogen werden. Die aufgrund dieser Überlegungen zu messenden Signale und benötigten Übertragungsfunktionen sind in Tab. 3 zusammengestellt. Eine Erweiterung hinsichtlich der Zahl der zu messenden Signale als auch der benötigten Übertragungsfunktionen ist aus den folgenden beiden Gründen notwendig:

- (A) Zur quantitativen Bestimmung von S_{ρ_x} entsprechend Gl. (20) muß eine Korrelation zwischen ρ_x und einer Reaktivitätsrauschquelle der Gruppe GI ausgeschlossen werden, so daß Gl. (19) erfüllt ist. Hierzu ist zunächst die qualitative Bestimmung der prinzipiell möglichen externen Rückkopplungsmechanismen erforderlich. Die

Kriterien für die Auftrennung dieser Rückkopplungen können wiederum eine Erweiterung der zu messenden Größen und zu berechnenden Übertragungsfunktion erforderlich machen.

- (B) Die Betriebsinstrumentierung ist zum einen für derartige Messungen nicht ausgelegt; die Rauschanteile werden soweit wie möglich durch entsprechend gedämpfte Meßketten unterdrückt. Zum anderen sind die dynamischen Eigenschaften der Meßwertgeber und das Eigenrauschen der Betriebsinstrumentierung weitgehend unbekannt. Deshalb ist eine Absicherung der gemessenen Rauschsignale durch die Verwendung redundanter oder diversitärer Meßgrößen sinnvoll.

zu (A): Untersuchung der externen Rückkopplungsstrukturen

Zur Bestimmung der prinzipiell möglichen, externen Rückkopplungen muß das Blockdiagramm nach Abb. 9 um Kühl- und Regelkreisläufe sowie die entsprechenden Meß- und Stellelemente ergänzt werden. Das Teilsystem TSI in Abb. 10, das dem Blockdiagramm nach Abb. 9 entspricht, wurde erweitert um die Übertragungsfunktion des inneren Kühlkreislaufes W , so daß TSII das dynamische Verhalten des Reaktors zwischen unterem und oberem Plenum beschreibt. TSIII enthält die Elemente des äußeren Kühlkreislaufes, wobei der Block Z_{t_2} den Einfluß des Zwischenwärmetauschers auf t_2 (Natriumaustrittstemperatur, primär) und $T_{i,k}$ den Transportvorgang zwischen den Orten i,k (Abb. 8) beschreibt. TSIV enthält die Elemente der Reaktorregelung R_R und der Regelung der Primärpumpen R_p . Die Fluktuationen der Zustandsgrößen z werden erfaßt durch Meßwertaufnehmer mit der Übertragungsfunktion M_z , deren Eigenrauschen (einschließlich Meßkette) durch Einführung der Rauschquellen m_z berücksichtigt wird. Die am Ausgang der Meßkette auftretenden Rauschsignale $z'(t)$ bilden die Eingangsgrößen für die Regelelemente, die über die Stellelemente A die gewünschte Veränderung des Reaktorzustandes vornehmen. Meß- und Stellelemente sind im TSV enthalten.

Als Eingangsgrößen für das Gesamtsystem treten auf: die sekundären Temperatur- und Durchsatzfluktuationen t_4 bzw. v sowie das Führungs-

signal des Kreislaufreglers k . Interne Rauschquellen sind: die Reaktivitätsrauschquelle ρ_x , die lokalen Temperaturfluktuationen $\vartheta_{j,1}$ (j kennzeichnet hier die Coreposition des BE) und m_2 : Ausgangsgrößen sind die sekundären Fluktuationen der Natriumtemperatur t_3 am Zwischenwärmetauscheraustritt.

Mit diesem Blockdiagramm sowie Abb. 8 wurden 6 externe Rückkopplungskreise FI ... FVI zwischen der Reaktivitätsrauschquelle ρ_x und den Rauschquellen der Gruppe GI (d.h. η , μ , h und b) identifiziert, die teils durch die Kühlkreisläufe, teils durch geschlossene Regelkreisläufe bedingt sind und im folgenden kurz beschrieben werden.

- FI: ρ_x beeinflusst Neutronenfluß φ und BE-Temperatur ϑ , die über die zugehörige Meßkette (Signale i'_k, ϑ'_k), die Reaktorregelung R_R (r_{R1} -Signal) und die Pumpenregelung R_P schließlich Durchsatzänderungen μ_1, μ_2 bzw. Temperaturänderungen η_1, η_2 bewirken, die sowohl untereinander als auch mit ρ_x korreliert sind.
- FII: Ablauf dieser Rückkopplung bis zu R_R wie zuvor, deren Stellensignale x_a bzw. r_{R3} haben mit ρ_x korrelierte Bewegungen h bzw. b zur Folge.
- FIII: Die Temperaturschwankungen ϑ bewirken Schwankungen der Eintrittstemperatur $t_{1,1}$ bzw. $t_{1,2}$ auf der Primärseite des Zwischenwärmetauschers. Diese können die Austrittstemperatur $t_{2,1}$ bzw. $t_{2,2}$ auf der Primärseite beeinflussen, was wiederum mit ρ_x korrelierte Schwankungen von η_1, η_2 zur Folge hat.
- FIV... Einleitung wie bei FIII, jedoch wird hier die Kopplung von
- FVI: $t_{1,1}$ bzw. $t_{1,2}$ auf $t_{3,1}$ bzw. $t_{3,2}$ (Sekundärseite des Zwischenwärmetauscher-Austritts) betrachtet, die über die Dampferzeuger den Dampfzustand beeinflussen. Über die entsprechenden Meßwertaufnehmer beeinflusst die Kreislaufregelung R_k über das Signal k die Reaktorregelung R_R , die bei FIV über r_{R1} wie bei FI den Durchsatz μ_1, μ_2 bzw. die Temperatur η_1, η_2 beeinflusst. Bei FV verursacht k über x_a bzw. r_{R3} wie bei FII Bewegungen h bzw. b . Schließlich können noch bei FVI die Temperaturschwankungen

kungen $t_{3,1}$, $t_{3,2}$ über die Dampferzeugerkreise Fluktuationen $t_{4,1}$, $t_{4,2}$ bewirken, die wiederum $t_{2,1}$, $t_{2,2}$ und dadurch endlich mit ρ_x korrelierte Beiträge in η_1, η_2 erzeugen können.

Wird angenommen, daß die Übertragungsfunktion F_k jeder dieser Rückkopplungen eine Tiefpaßcharakteristik mit der Grenzfrequenz $f_{g,k}$ aufweist, dann kann für $f \gg f_{g,Rk}$ der Reaktor als rückkopplungsfrei betrachtet und Gl. (20) angewendet werden. Die Entkopplungsfrequenz $f_{g,Rk}$ ist demnach zu bestimmen aus:

$$f_{g,Rk} = \text{Max}_{k=1..6} \{ f_{g,k} \} \quad (51)$$

Die analytische Bestimmung der Übertragungsfunktionen F_k ist - falls prinzipiell überhaupt möglich - mit einem beträchtlichen Aufwand verbunden, so daß zunächst versucht wird, durch Anwendung einfacher Kriterien die für $f_{g,Rk}$ maßgebliche Rückkopplung festzustellen. Die thermohydraulischen Übertragungsfunktionen von z.B. Wärmetauschern haben Tiefpaßcharakteristik mit typischen Grenzfrequenzen im Bereich von 10^{-3} Hz bis 10^{-2} Hz /54/. Je größer die Zahl der Komponenten in einem Rückkopplungsweig ist, die derartige Übertragungsfunktionen besitzen, desto geringer wird die Grenzfrequenz $f_{g,k}$ dieser Rückkopplung sein, weshalb FIV, FV und FVI vermutlich nicht bestimmend für $f_{g,Rk}$ sein werden. Sowohl FI als auch FIII haben im Fall ihres Auftretens miteinander korrelierte Temperaturfluktuationen η_1, η_2 und - zusätzlich bei FI - korrelierte Durchsatzfluktuationen μ_1, μ_2 zur Folge, was zur Bestimmung von $f_{g,1}$ bzw. $f_{g,3}$ verwendet werden kann. Die verbleibende Rückkopplung FII wird, insbesondere wenn das Signal i_k eines Neutronendetektors zur Regelung verwendet wird, bestimmend für $f_{g,Rk}$ sein. Es liegt nahe, den Einfluß dieser und der anderen

Rückkopplungen, die durch geschlossene Regelkreise bedingt sind (FIV, FV), dadurch zu bestimmen, daß die Schalter SI...SIII (Abb. 10) für die Dauer von Testrauschmessungen geöffnet werden, was jedoch wegen des instabilen Verhaltens des KNK I-Cores nicht möglich ist.

Die Bestimmung von $f_{g,2}$ kann dadurch erfolgen, daß entweder die Übertragungsfunktion F_2 berechnet wird oder der Einfluß dieser Rückkopplung durch einen Vergleich zwischen der mit einem mathematischen Modell berechneten Übertragungsfunktion H und der mittels des inhärenten Rauschens gemessenen Übertragungsfunktion H^{in} festgestellt wird. Die bei Verwendung des Temperatursignals v_R' ¹⁾ zur Reaktorregelung benötigten Übertragungsfunktionen zur Berechnung von F_2 sind die der Reaktorregelung $R = x_a / v_R'$ sowie des Stabantriebs $A_h = h/x_a$.

In Tab. 4 sind die für die Untersuchung der Rückkopplungen zu messenden Signale und zu bestimmenden Übertragungsfunktionen zusammengestellt.

zu (B): Überprüfung der wesentlichen Rauschsignale

Inwieweit die Meßsignale μ_1', μ_2' realen Durchsatzschwankungen μ_1, μ_2 entsprechen, kann u.U. mit Hilfe der gemessenen Drehzahl- und Druckfluktuationen n_1', n_2' bzw. p_1', p_2' überprüft werden. Die unkorrelierten Anteile $v_{1,k}'$ zu den Temperaturfluktuationen v_k' lassen sich durch Mittelung der Rauschsignale verschiedener BE-Thermoelemente eliminieren und dadurch die korrelierte Eingangsgröße für die Rückkopplung FII bestimmen. Schließlich ist u.U. noch eine Verbesserung der von der Betriebsinstrumentierung gelieferten Signale h' und b' der Stab- bzw. Bankbewegung notwendig, da diese Diskretisierungsintervalle von ± 1 mm aufweisen. Inwieweit diese Auflösung für die Rauschmessungen ausreichend ist, muß durch Testmessungen untersucht werden. Als Alternative bietet sich die Verwendung der Reglerausgangssignale x_a, r_{R3} (Abb.10) an, wozu dann jedoch die Kenntnis der Übertragungsfunktion von Regelstab A_h bzw. Bank A_b erforderlich ist. Die sich daraus ergebende Ergänzung der zu erfassenden Meßstellen der Betriebsinstrumentierung und der zu bestimmenden Übertragungsfunktionen ist ebenfalls Tab. 4 zu entnehmen.

1) die Verwendung von v_R' (Temperaturregelung) ist nach /64/ vorteilhaft gegenüber der Verwendung von i_R' (Neutronenflußregelung)

4.3 Auswahl und Einbau spezieller Meßwertaufnehmer

Mit den Signalen von den Meßwertaufnehmern der Betriebsinstrumentierung können keine Informationen zu möglichen Schwingungen von Core-einbauten und deren Einfluß auf das Neutronenrauschen erhalten werden; weiterhin enthält diese keine In-Core Neutronendetektoren, deren Signale bei der Anwendung des Differenzansatzes von Vorteil sind.

Im Rahmen eines Versuchsprogramms konnte erstmalig der Einsatz von Hochtemperatur-Miniaturspaltkammern im Core eines natriumgekühlten Reaktors vorgenommen werden /55/. Der Einbau der Spaltkammern erfolgte in einem Schutzrohr (d.h. "trocken"), das durch eine Teleskopvorrichtung und einen ca. 6 m langen Experimentierstopfen (Corepos. 82, Signal i_1 , Abb. 12) bis auf etwa Coremitte eingefahren werden konnte. Die vorgenommene Schwingungsinstrumentierung bestand aus sehr empfindlichen seismischen Aufnehmern, die am oberen Tankrand der KNK zur Erfassung der horizontalen ($w_1 \dots w_4$) und vertikalen (v_1, v_3) ¹⁾ Schwingwege angebracht werden konnten. Interpretationshinweise zum Neutronenrauschen wurden erwartet von den Signalen der Schallaufnehmer ²⁾ c_k an verschiedenen Orten sowie der In-Core Druckaufnehmer p_3, p_4 ¹⁾ (Coreposition 82). Mit den Messungen der Temperaturschwankungen ν_f über schnelle Thermoelemente ²⁾ mit geringem Durchmesser und der Durchsatzfluktuation ³⁾ μ_3 oberhalb des Brennelementes auf Coreposition 48 wurde beabsichtigt, insbesondere die benötigten Übertragungsfunktionen der Betriebsinstrumentierung M_v bzw. M_μ zu untersuchen. Beschreibung und Spezifikationen dieser Meßanordnungen sind /56,57,58/ zu entnehmen, eine Übersicht gibt Tab. 5.

Instrumentierung durch

1) GRS München; 2) KfK-Institute IRE bzw. IRB; 3) Interatom, Bensberg

4.4 Übersicht zum Aufbau der Rauschmeßkanäle

4.4.1 Prinzipieller Aufbau eines Meßkanals

Die meßbare Zustandsgröße Z wurde erfaßt durch einen Meßwertaufnehmer mit der Übertragungsfunktion M_z ; das Eigenrauschen der gesamten Meßkette wurde durch Einführung der Rauschquelle m_z berücksichtigt (Abb. 10). Entsprechend der Kennlinie des Meßwertaufnehmers (inklusive der zugehörigen Elektronik) wird ein Signal Z' generiert, das im allgemeinen Fall - wie zuvor die Zustandsgrößen - als Summe aus einem Gleichanteil Z'_0 und dem Rauschanteil $z'(t)$ darstellbar ist (Abb. 11). Wegen der begrenzten Dynamik der Registrier- bzw. Analyseeinheiten ist es notwendig, den Rauschanteil $z'(t)$ vom Gleichanteil durch Kompensationseinheiten oder Hochpaßfilter abzutrennen und so mit V_z zu verstärken, daß der zulässige Ansteuerpegel dieser Einheiten erreicht wird. Der Einbau von weiteren Filtern (F_z) in die Meßkette kann zur Unterdrückung von Störungen erforderlich sein. Die Analyseeinheit bildet von dem stochastischen Signal $V_z z'$ und einem mit analoger Instrumentierung gebildeten zweiten Signal $V_y y'$ die benötigten Kenngrößen im Frequenzbereich wie z.B. die SLD S_z , bzw. S_y , die KSD $S_{z',y'}$. Zur quantitativen Bildung dieser Kenngrößen ist für jedes Rauschsignal die Kenntnis der Gesamtverstärkung V_G (V_z , Verstärkung in Filtern, Registrier- und Analyseeinheiten usw.) und der Empfindlichkeit ϵ_z des Meßwertaufnehmers erforderlich. Bei Größen, die üblicherweise auf das Quadrat des Gleichanteils normiert werden (wie z.B. beim Neutronenrauschen, siehe Gl. (6)), wird die Kenntnis der Empfindlichkeit nicht benötigt. Jedoch muß dann im gesamten Meßbereich ein linearer Zusammenhang zwischen der physikalischen Größe und dem Meßsignal bestehen.

4.4.2 Aufbau, Anordnung und wesentliche Daten der Instrumentierung

Die Signale der Betriebsinstrumentierung wurden über Meßwiderstände und rückwirkungsfreie Trennverstärker abgegriffen und mit Signalpegeln zwischen 10 mV und 10 V in einem Meßraum zur Verfügung gestellt. Die Signale aus der speziellen Versuchsinstrumentierung (Tab. 5) wurden zunächst bis zum Rand der Fahrbahnebene geführt und dort soweit verarbeitet, daß eine Übertragung über eine Entfernung von ~ 100 m in stark gestörter Umgebung bis zum Meßraum möglich war. Die Elektronik im Meßraum bestand im wesentlichen aus den Kompensationselementen, Gleichspannungsverstärkern und Filtern für etwa 20 Meßkanäle sowie den Aufzeichnungs- und Kontrolleinheiten. Die zulässigen Aussteuerpegel der Analogbandeinheit betragen $1 V_{\text{eff}}$ bei FM-Betriebsweise (13 Kanäle) sowie max. 10 V beim verwendeten 8-Kanal PCM-System. Die zuvor eingeführten Bezeichnungen der Rauschgrößen sind gemeinsam mit Angaben zum Typ des zur Messung verwendeten Aufnehmers, zum Aufbau der zugehörigen Meßkette und deren Parameter (V_G , Z'_O) sowie zu dem erfaßten Frequenzbereich in Tab. 6 zusammengestellt; Abb. 12 zeigt schematisch die Gesamtanordnung der Meßwert-aufnehmer.

Zur Auswertung der Signale stand das neuentwickelte System "NOASYS" ¹⁾ zur Verfügung, dessen Aufbau und Bedienung in /59/ ausführlich beschrieben wird. Ergänzt wurde dieses durch Analogrechner-Komponenten, Verstärker und Filter (s. Anhang I).

1) Noise Analysis System, KfK-INR Entwicklung

5. Messungen an der KNK I

In der Zeit von Mai 1973 bis zum Betriebsende der KNK I am 2.9.1974 wurden - bei unterschiedlichen Anlagenzuständen - Messungen des inhärenten Rauschens bei geregelter stationärem Reaktorbetrieb und des durch pseudostatistische Bewegungen des Regelstabs auf Coreposition 17 (Abb. 12) erzeugten, angeregten Rauschens vorgenommen. Diese wurden durch Testmessungen mit determinierten Signalen ergänzt.

Die Messungen des angeregten Rauschens wurden zur experimentellen Überprüfung eines mathematischen Modells zur Berechnung reaktordynamischer Übertragungsfunktionen verwendet. Die Ergebnisse dieses Vergleichs /60/ wurden bei der Berechnung der hier benötigten Übertragungsfunktionen (s. Kapitel 6.1) bereits berücksichtigt.

Bei den Testmessungen wurden bestimmte Zustandsgrößen des Reaktors geringfügig und zeitlich definiert verändert, um das dynamische Verhalten der Anlage im Zeitbereich sowie Funktion und Auflösungsvermögen der verwendeten Instrumentierung zu untersuchen (z.B. Abb. 20).

Die hier interessierenden Messungen des inhärenten Rauschens wurden bei unterschiedlichen Anlagenzuständen vorgenommen. Um einen möglichen Einfluß auf das Neutronenrauschen erfassen zu können bzw. zur Untersuchung der Reproduzierbarkeit des Neutronenrauschens bei gleichem Anlagenzustand wurden entsprechende "Kenngrößen" definiert (s. Tab.7). Die Auswahl dieser Kenngrößen des Anlagenzustandes wurde so vorgenommen, daß sowohl der Betriebszustand (Leistung, Temperaturen usw.) als auch der technische Zustand (Reperaturen, Einstellung von Parametern etc.) mit ihrer Hilfe beschrieben werden kann.

Eine Übersicht zu den ausgewählten Messungen des inhärenten Rauschens sowie dem zugehörigen Anlagenzustand gibt, geordnet nach der Reaktorleistung, Tab. 8 und, in chronologischer Anordnung, die Abb. 13. Die einzelnen Rauschmessungen sind mit Identifikationsnummern (1...53) gekennzeichnet. Die typischen Meßzeiten liegen bei etwa 400 min, damit die stochastischen Kenngrößen auch bei den niedrigen, in

Kapitel 2.3 festgelegten Frequenzen noch mit ausreichender statistischer Genauigkeit untersucht werden können. Gemessen mit der in Kapitel 4.4 beschriebenen, experimentellen Anordnung wurden bei jeder dieser Aufnahmen insgesamt ca. 20 Signale der Betriebs- und jeweils verfügbaren Sonderinstrumentierung (Tab. 6), wobei die Rauschsignale der Ex-Core-Neutronendetektoren (i_2, i_3, i_4), der Durchflußmesser (μ_1, μ_2), der Natriumeintrittstemperatur (η_1, η_2), verschiedener Temperaturen am BE-Austritt (\sqrt{k}) sowie der Regelstab-bewegung (h) möglichst immer aufgezeichnet wurden. Der Startzeitpunkt für eine Rauschmessung konnte i.a. so gewählt werden, daß während der Messungen keine Bankbewegungen $b(t)$ auftraten. Neben diesen "Langzeitmessungen" wurden noch Rauschmessungen über vergleichsweise kurze Zeitintervalle vorgenommen, bei denen speziell die Korrelation des Neutronenrauschens mit Schall- und Schwingungssignalen untersucht wurde. Diese Messungen des inhärenten Rauschens sind in Abb. 13 bzw. Tab. 8 nicht angeführt, nähere Angaben werden - falls erforderlich - im Zusammenhang mit der Analyse dieser Messungen gemacht.

Dem Zustandsdiagramm der Anlage (Abb. 13) sind für den besonders interessierenden Zeitraum von Anfang 1974 bis Betriebsende zu entnehmen: die Reaktorleistung P_o und Abbrand A_o sowie die Zeitpunkte, zu denen Änderungen des Anlagenzustandes vorgenommen wurden. Die mittleren primären Natriumtemperaturen T_{e_o} bzw. T_{a_o} und -Durchsätze Q_{1_o}, Q_{2_o} sowie die mittleren Eintauchtiefen E_{H_o} bzw. E_{B_o} sind Tab. 8 zu entnehmen.

Die absoluten Werte P_o, T_{e_o}, T_{a_o} sowie $Q_o = Q_{1_o} + Q_{2_o}$ werden für die Berechnung der reaktordynamischen Übertragungsfunktionen und zur Definition des Arbeitspunktes des Reaktors benötigt. Die Reaktorleistung P_o wurde durch unabhängige Energiebilanzen im Speisewasser- und Dampfkreislauf bestimmt /61/; der Fehler beträgt im gesamten Beobachtungszeitraum max. $\pm 3\%$ /62/. Der Abbrand A_o wurde bestimmt durch Integration von P_o . Die Temperaturen T_{e_o}, T_{a_o} wurden durch

Mittelung der verschiedenen Meßstellen gebildet; der Fehler beträgt max. ± 5 K. Die in Tab. 8 angegebenen Durchsätze Q_1 , Q_2 sind die entsprechend der Energiebilanz /61/ leistungsabhängig korrigierten Werte der Anlageninstrumentierung. Der systematisch im Kreis 1 um etwa 5 ... 10 % höhere Durchsatz als im Kreis 2 stellt nur eine geringfügige Unsymmetrie dar, so daß Gl. (49) und Gl. (50) anwendbar sind.

Die Veränderungen des Anlagenzustandes durch den Umbau des Cores und die verschiedenen Einstellungen der Blenden im Brennelementfuß werden in /53/, die unterschiedlichen Konzepte der Reaktorregelung und deren Parameter in /63,64/ näher beschrieben. Angaben zu Ereignissen wie Nullpunktkorrekturen von Meßkanälen und Reparaturen von Komponenten beruhen im wesentlichen auf /65,66/. Soweit erforderlich, werden bei der Analyse des Neutronenrauschens in Kapitel 7 diese Veränderungen genauer angegeben.

6. Grundlagen für die Interpretation des Neutronenrauschens

6.1 Berechnung der reaktordynamischen Übertragungsfunktionen

Die mathematischen Modelle zur Berechnung von reaktordynamischen Übertragungsfunktionen bestehen üblicherweise aus dem Block H_0 , der - durch Verwendung der Differentialgleichungen der Punktkinetik - das Verhalten des rückkopplungsfreien "Nulleistungsreaktors" beschreibt (Abb. 9). Der Einfluß der durch Leistungsänderungen bedingten Änderungen der Coretemperaturen auf die Reaktivität (interne Rückkopplungen) wird in einem zweiten Block H_f durch Verwendung eines oder mehrerer repräsentativer Kühlkanäle beschrieben. Die aus H_0 und H_f gebildete Übertragungsfunktion H zwischen den externen Reaktivitätsstörungen $\rho(t)$ und der Leistung $p(t)$ kann durch Übertragungsfunktionen G ergänzt werden, die den Einfluß externer Rauschquellen berücksichtigen.

Die hier entsprechend Tab. 3 zur Bildung von S_i^0 [GI] sowie entsprechend Tab. 4 zur Untersuchung der externen Rückkopplungen benötigten reaktordynamischen Übertragungsfunktionen wurden mit einem Modell berechnet /67/, das den radialen Wärmetransport zwischen Brennstoff und Kühlmittel raum-zeitabhängig beschreibt und auch die durch die Temperaturabhängigkeit der thermischen Parameter (Gapkoeffizient und thermische Leitfähigkeit des Brennstoffs) bedingten Nichtlinearitäten berücksichtigt. Die Eingabedaten und Parameter bzw. die Beschreibung des KNK I-BE durch diesen repräsentativen Kühlkanal ist /60/ zu entnehmen; dort wurde auch die Gültigkeit des Modells durch Vergleich zwischen der berechneten und der mittels angeregtem Rauschen (s.Kapitel 4.2) gemessenen Übertragungsfunktion H nachgewiesen.

Mit diesem Modell wurden unter Verwendung der stationären Werte für den Arbeitspunkt des Reaktors entsprechend Tab. 8 in Form von Bodediagrammen dargestellt:

1. die Übertragungsfunktion

$$H = |H| e^{j\varphi_H} \quad (52)$$

zwischen externer Reaktivität ρ in [d] und den relativen Leistungsschwankungen p/P_0 in [%]. Wie Abb. 14 zeigt, ist H leistungsabhängig und weicht für $f < 1$ Hz in Betrag und Phase beträchtlich von H_0 ab. Das inhärent instabile Verhalten des KNK I Cores ist anhand des Phasenverlaufs $\varphi_H(f)$ erkennbar: mit abnehmender Frequenz dreht φ_H gegen -180° , was dem Einfluß des durch den Moderatoroeffizienten bedingten Pols der charakteristischen Gleichung in der rechten komplexen Halbebene zuzuschreiben ist.

2. Die Übertragungsfunktionen

$$G_\mu = |G_\mu| e^{j\varphi_\mu} \quad (53)$$

$$G_\eta = |G_\eta| e^{j\varphi_\eta} \quad (54)$$

zwischen den relativen Durchsatzschwankungen μ/Q_0 in [%] bzw. den Eintrittstemperaturschwankungen η in [K] und der Reaktivität in [¢] (Abb. 15 bzw. Abb.16). Das Absinken von $|G_\mu|$ und $|G_\eta|$ bei $f \approx 0,1$ Hz ist dadurch bedingt, daß sich bei dieser Frequenz der Einfluß der Reaktivitätskoeffizienten von Moderator und Brennstoff etwa gegenseitig kompensiert.

3. die Übertragungsfunktionen des inneren Kühlkreislaufes W_p (Abb.17), W_μ (Abb. 18) und W_η (Abb. 19), die definiert sind durch:

$$W_p = |W_p| e^{j\varphi_{W_p}} = \frac{\nu^k / (T_{a_0} - T_{e_0})}{p/P_0} \quad (55)$$

$$W_\mu = |W_\mu| e^{j\varphi_{W_\mu}} = \frac{\nu^k / (T_{a_0} - T_{e_0})}{\mu/Q_0} \quad (56)$$

$$W_\eta = |W_\eta| e^{j\varphi_{W_\eta}} = \frac{\nu^k / (T_{a_0} - T_{e_0})}{T_{e_0}} \quad (57)$$

Inwieweit diese Übertragungsfunktionen typisch für den SNR 300 sind, wird in Kapitel 8 untersucht.

6.2 Untersuchung der zur Analyse des Neutronenrauschens benötigten Rauschsignale und Übertragungsfunktionen

6.2.1 Durchsatzfluktuationen

Die Signale der Durchflußmesser μ_1' , μ_2' (Primärkreis) und μ_3' (BE-Position 48) wurden daraufhin untersucht, inwieweit sie mit realen Durchsatzfluktuationen μ_1 , μ_2 , μ_3 verbunden sind bzw. gilt ($k=1,2,3$):

$$\mu_k(t) = \mu_k'(t) \quad (58)$$

$$S_{\mu_k}(f) = S_{\mu_k}'(f) \quad (59)$$

Zur Untersuchung des Gültigkeitsbereichs dieser Beziehungen für die beiden Primärpumpen wurden deren Drehzahlen N_1, N_2 und der Druck P_1, P_2 am Pumpendruckstutzen verwendet, die mit dem Durchsatz Q_1, Q_2 über das Pumpenkennlinienfeld gekoppelt sind. In Abb. 20 ist der Zeitverlauf dieser Größen für eine "sprungförmige" Drehzahländerung $\Delta n_1/N_{10} = 1,87\%$ dargestellt; die zugehörigen Druck- und Durchsatzänderungen $\Delta p_1/P_{10}$ bzw. $\Delta \mu_1/Q_{10}$ von $3,12\%$ bzw. $1,36\%$ entsprechen den nach dem Kennlinienfeld erwarteten Werten für den vorliegenden Arbeitspunkt (Index 0); die entsprechenden Größen im Kreis 2 werden nicht erkennbar beeinflusst. Daraus ist zu schließen, daß für "langsame" Veränderungen bzw. niedrige Frequenzen Gl. (58) und Gl. (59) für $k = 1,2$ erfüllt sind. Schnellere Durchsatzänderungen konnten an der Anlage determiniert nicht eingeleitet werden, weshalb versucht wurde, das in Abb. 20 erkennbare inhärente Rauschen dieser Größen zur Überprüfung von Gl. (59) zu verwenden.

Wird angenommen, daß für den betrachteten Frequenzbereich die unbekanntes Übertragungsfunktionen zwischen Drehzahl und Durchsatz bzw. Druck und Durchsatz G_{n_1, μ_1} bzw. G_{p_1, μ_1} durch die entsprechenden statischen Werte des Kennlinienfeldes ersetzt werden können, bzw. gilt:

$$|G_{n_1, \mu_1}| \approx \frac{\Delta \mu_1 / Q_{10}}{\Delta n_1 / N_{10}} \quad (60)$$

$$|G_{p_1, \mu_1}| \approx \frac{\Delta \mu_1 / Q_{10}}{\Delta p_1 / P_{10}} \quad (61)$$

dann lassen sich diese verwenden zur Bildung von:

$$S_{\mu_1}^{n_1} = |G_{n_1, \mu_1}|^2 S_{n_1} \quad (62)$$

$$S_{\mu_1}^{p_1} = |G_{p_1, \mu_1}|^2 S_{p_1} \quad (63)$$

Gl. (62) und Gl. (63) beschreiben im Frequenzbereich die aufgrund der

Drehzahl- bzw. Druckfluktuationen zu erwartenden Durchsatzfluktuationen $S_{\mu_1}^{n_1}$ bzw. $S_{\mu_1}^{p_1}$. Die mit den entsprechenden Werten aus dem Kennlinienfeld für den betrachteten Arbeitspunkt ($Q_{10} = 320 \text{ m}^3/\text{h}$) und den gemessenen SLD S'_{n_1} bzw. S'_{p_1} berechneten "Sollgrößen" $S_{\mu_1}^{n_1}$ bzw. $S_{\mu_1}^{p_1}$ zeigen bis zu Frequenzen von etwa 0,1 Hz eine befriedigende Übereinstimmung mit den gemessenen Durchsatzfluktuationen S'_{μ_1} (Abb. 21). Da als Ursache für den steilen Abfall von $S_{\mu_1}^{n_1}$ oberhalb von 0,08 Hz ein Tiefpaßfilter ¹⁾ im Drehzahlmeßkanal der Betriebsinstrumentierung festgestellt wurde, kann aus dem Verlauf von $S_{\mu_1}^{n_1}$ nicht eindeutig geschlossen werden, daß oberhalb von 0,1 Hz die Gl. (59) nicht mehr erfüllt ist. Da auch die Kohärenz γ_{p_1, μ_1} für diese Frequenzen nahezu verschwindet ²⁾, kann für $f > 0,1 \text{ Hz}$ mit diesem Verfahren keine Überprüfung von Gl. (59) vorgenommen werden. In gleicher Weise und mit dem gleichen Ergebnis wurde der Kreis 2 untersucht. Da bereits der Vergleich von $\mu_3'(t)$ mit $\mu'(t) = \mu_1'(t) + \mu_2'(t)$ das wesentlich höhere Untergrundrauschen des BE-Durchflüssmessers (Abb. 22) deutlich macht, konnte auch $\mu_3'(t)$ nicht zur Überprüfung der Gültigkeit von Gl. (59) herangezogen werden. Es wurde deshalb zunächst angenommen, daß diese auch für $f > 0,1 \text{ Hz}$ erfüllt ist.

Die auf $Q_o^2 = (Q_{10} + Q_{20})^2$ normierten SLD S_{μ} (Abb. 23), die für den Syntheseansatz benötigt werden, weisen einen ähnlichen Verlauf auf, wobei bei kleineren Leistungen größere relative Durchsatzfluktuationen beobachtet wurden. Die Effektivwerte, die durch Integration der SLD im Frequenzbereich von 10^{-3} Hz bis 1 Hz erhalten wurden, betragen lediglich etwa 0,2 %.

-
- 1) Filterung ist notwendig, da die Drehzahländerung dn/dt für das Sicherheitssystem gebildet werden muß
 - 2) Dies könnte durch die Trägheit der Druckmeßanordnung (Tab. 6) bedingt sein.

6.2.2 Temperaturfluktuationen

Die Durchsatzänderung von 1,36 % im Kreis 1 (Abb. 20) hat eine Erhöhung des Gesamtdurchsatzes von 0,68 % zur Folge; diese verursacht - entsprechend dem dynamischen Verhalten des unregulierten Reaktors - Änderungen der Temperaturen am BE-Austritt ϑ_k , der Eintrittstemperatur η_1, η_2 sowie der Reaktorleistung bzw. der Detektorsignale i_k . Die Zeitverläufe demonstrieren zwar Funktion und Auflösung der Meßwertaufnehmer, jedoch sind quantitative Angaben zu den nach Tab. 4 benötigten Übertragungsfunktionen der Thermoelemente M_μ bzw. M_η durch derartige Messungen nicht erhältlich, da - wie zuvor - die erzeugbaren Änderungsgeschwindigkeiten zu gering sind.

Zur Bestimmung von M_η mußte die Ansprechzeitkonstante $\tau_\eta = 10 \text{ s}$ /66/ verwendet werden; bei Annahme, daß diese Thermoelemente die Übertragungsfunktion eines Tiefpasses 1. Ordnung aufweisen, ergibt sich damit eine Grenzfrequenz $f_{g,\eta} = 0,016 \text{ Hz}$. Die Messung von η_1', η_2' erwies sich wegen der geringen Größe der Signale (Effektivwerte um 0,05 K) und dem hohen Störpegel als sehr schwierig. Zur Berechnung von S_η entsprechend Gl. (48) wurden die Zeitsignale entsprechend Gl. (49) gemittelt; auf S_η hat der Abstand Meßort - Core bei Annahme eines reinen Transportvorganges keinen Einfluß, da dann in Gl. (48) $|T_{5,6}| = |T_{6,7}| = 1$ gilt; bei der Bildung der KSD $S_{\mu,\eta}$ und $S_{\eta,h}$ muß die durch $T_{5,6}$ bzw. $T_{6,7}$ verursachte Phasendrehung jedoch berücksichtigt werden.

Eine Korrektur von S_η um die Übertragungsfunktion M_η erwies sich als nicht erforderlich, da wegen der starken Störungen für $f > f_{g,\eta}$ diese ohnehin nicht auswertbar ist, so daß für $f < f_{g,\eta}$ die zur Bildung von $S_i^0 [GI]$ benötigten SLD S_η (Abb. 24) erhalten wurden durch

$$S_\eta(f) = S_\eta^i(f) \quad (64)$$

Im Fall von Aufnahme 40 und insbesondere Aufnahme 48 ist das Ergebnis jedoch als zweifelhaft anzusehen, da die SLD offensichtlich einen untypischen Verlauf aufweisen.

Zur Messung von ϑ_k durch die Betriebsinstrumentierung werden isolierte NiCr-Ni Mantelthermoelemente von 1,5 mm Außendurchmesser eingesetzt, für die in /68/ bei freier Anströmung durch Natrium eine Grenzfrequenz von 1 Hz ermittelt wurde. Da hier jedoch die Thermoelemente in einem Schutzrohr untergebracht sind, in das das Natrium nur über seitliche Bohrungen eintreten kann, wird die Grenzfrequenz $f_{g,\vartheta}$ der BE-Thermo-elemente kleiner 1 Hz sein. Der Abfall in der SLD S_{ϑ_k} der Signale aller Elemente (Abb. 25) wird dem Einfluß der Grenzfrequenz $f_{g,\vartheta} = 0,4$ Hz dieser Anordnung zugeschrieben, da die SLD eines schnellen, direkt angeströmten Elementes S_{ϑ_f} auch oberhalb von 0,4 Hz noch Signalanteile aufweist. Für $f < f_{g,\vartheta}$ wurde demnach verwendet:

$$S_{\vartheta_k}(f) = S'_{\vartheta_k}(f) \quad (65)$$

Die Effektivwerte der BE-Temperaturfluktuationen lagen, je nach Reaktorleistung und BE-Position, bei etwa 0,4 K.. 0,8 K und somit etwa um den Faktor 10 über dem der Eintrittstemperaturfluktuationen.

Im folgenden werden noch die im Zusammenhang mit den Temperaturfluktuationen wichtigen Transportvorgänge untersucht.

Wird vorausgesetzt, daß beim Kühlmittelumlauf kein Ausgleich der Temperaturdifferenzen innerhalb des strömenden Natriums stattfindet und diese auch keine Dämpfung durch das umgebende Strukturmaterial erfahren, kann der Einfluß des Transportvorganges zwischen Meßort und Core berücksichtigt werden durch

$$T_{5,7} = e^{-j\omega\tau_{5,7}} \quad (66)$$

$$T_{M,9} = e^{-j\omega\tau_{M,9}} \quad (67)$$

Dabei ist $\tau_{5,7}$ die Laufzeit des Kühlmittels zwischen Meßort und unterem Plenum und $\tau_{M,9}$ die zwischen Coremitte und BE-Oberkante (= Meßort für ϑ_k). Mit den Entfernungen zwischen diesen Ortspunkten, den zugehörigen

Querschnitten und den Durchsätzen nach Tab. 8 wurden $\tau_{5,7}$ und $\tau_{M,9}$ berechnet (Abb. 26). Ebenfalls eingetragen in Abb. 26 ist die gesamte Umlaufzeit τ_u , die aus dem gesamten Natriumvolumen im Primärsystem (27 m^3 nach /62/ bei 400° C) und den Durchsätzen nach Tab. 8 erhalten wurden.

6.2.3 Regelstabbewegungen

Die Stabbewegung h kann durch das Signal h' mit einer Auflösung von 1 mm Stabhub gemessen werden. Wie der Zeitverlauf von $h'(t)$ und $i(t)$ (Abb. 27) zeigt, bewirkt jede Änderung $h'(t)$ eine Änderung im Detektorsignal $i(t)$; hingegen sind vergleichbare Ereignisse in $i(t)$ nicht in $h'(t)$ wiederzufinden. Die Vermutung, daß es sich hier um Bewegungen des Regelstabes innerhalb des Diskretisierungsintervalls $\Delta h'$ handelt, konnte durch Verwendung des Reglerausgangssignals x_a bestätigt werden. Soll die Stabbewegung h bzw. der damit verbundene Reaktivitätsbeitrag ρ_h beim Syntheseansatz berücksichtigt werden können, muß die Stabbewegung genauer erfaßt werden. Eine Möglichkeit hierzu bietet die Verwendung des Signales x_a , falls der Zusammenhang zwischen x_a und h bzw. die Übertragungsfunktion des Stabantriebs A_h bestimmt werden kann.

Das Ausgangssignal des Reglers x_a besteht aus einer bipolaren Impulsfolge, wobei der Zeitpunkt, zu dem ein Puls auftritt sowie dessen Polarität und Dauer durch die am Eingang des Reglers anliegende Regelabweichung und dessen Parameter bestimmt wird. Entsprechend der Polarität eines Pulses wird die Drehrichtung des Antriebsmotors gesteuert; die Impulsdauer τ_H bzw. τ_S beeinflusst die Laufzeit des Motors und damit die "Heben"- (Index H) bzw. "Senken"- (Index S) Bewegungen $h(t)$ des Regelstabes.

Die Stabbewegung $h(t)$ als Folge eines Ansteuerimpulses τ_H wurde während der Erprobungsphase der Regelstäbe in einem Testkreislauf gemessen: nach $t_{01} = 13 \text{ ms}$ gab die mechanische Bremse den Antriebs-

motor frei, dieser erreichte nach $t_{12} = 35$ ms seine Nenndrehzahl bzw. die maximale Fahrgeschwindigkeit $v_{h,max} = 3,4$ mm/s. Der Abbremsprozeß begann 25 ms nach dem Rücksetzen des Ansteuerimpulses ($= t_{34}$) und war nach $t_{45} = 32$ ms beendet. Mit den hier gemessenen Impulsdauern von $\tau_H \hat{\sim} 90$ ms (Tab. 9) ergaben sich bei Verwendung dieser Werte Stabbewegungen von $0,33 \dots 0,38$ mm/Impuls. Der Widerspruch dieses Ergebnisses mit den gemessenen $0,5$ mm/Impuls bei gleichen Impulsdauern (Abb. 27) machte die Überprüfung des dynamischen Verhaltens des Stabantriebs erforderlich.

Wird zunächst angenommen, daß der Neutronenfluß prompt der Stabbewegung $h(t)$ folgt, so kann umgekehrt aus dem zeitlichen Verlauf des Signals $i(t)$ eines hinreichend schnellen Neutronenflußmeßkanals (z.B. i_1, i_2 , s. Kapitel 7.1) die Stabbewegung als Folge eines Ansteuerimpulses bestimmt werden. Wegen der schlechten Signal/Rauschverhältnisse mußten etwa 800 Einzelereignisse im Zeitbereich gemittelt werden, wobei der Beginn des Mittelungsintervalls durch die positive Flanke des Heben-Impulses des Signals x_a definiert wurde. Unter der oben gemachten Voraussetzung gilt:

$$\bar{h}(t) \sim \bar{i}(t) \quad (68)$$

d.h. der gemittelte Zeitverlauf $\bar{i}(t)$ nach Abb. 28 stellt die Bewegung des Regelstabes bei einer Impulsansteuerung mit $\bar{\tau}_H = 96,2$ ms (s. Aufnahme 24, Tab. 9) dar. Die mittleren Zeiten nach Abb. 28 sind: $\bar{t}_{01} = 60$ ms, $\bar{t}_{12} = 40$ ms, $\bar{t}_{34} = 90$ ms und $\bar{t}_{45} = 40$ ms; die maximale Fahrgeschwindigkeit $\bar{v}_{h,max}$ ergab sich mit den zuvor ermittelten $0,5$ mm / 91 ms Impuls zu $3,6$ mm/s. Anlauf- und Auslaufzeiten t_{12} bzw. t_{45} stimmen gut mit den zuvor angegebenen Werten überein, ebenso etwa die Fahrgeschwindigkeit des Stabes. Hingegen sind die hier gefundenen, durch den Bremsvorgang bedingten Zeiten t_{01} und t_{34} um etwa den Faktor 4 größer als zuvor. Da, wie in Kapitel 6.3.3 nachgewiesen wird, die durch die Stabbewegungen $h(t)$ angeregten Frequenzen wesentlich kleiner als 50 Hz sind, ist die Voraussetzung "prompte Neutronen-

kinetik" erfüllt und die veränderten Bremszeiten sind möglicherweise durch den Verschleiß der Bremsen bedingt.

Die zu bestimmende Funktion A_h kann exakt nicht durch ein lineares System beschrieben werden, da die Zeiten t_{01} und t_{34} unterschiedlich sind. Bei Verwendung einer effektiven Totzeit $T_{H,eff}$ von 80 ms und einem modifizierten Impulssignal $\tau_{H,mod}$ als Ansteuersignal für einen Integrierer kann der Kurvenverlauf nach Abb. 28 sehr gut approximiert werden, wenn

$$\tau_{H,mod} = 1,35 \tau_H \quad (69)$$

gewählt wird. Analoge Untersuchungen der Senken-Signale ergaben Werte von $\bar{\tau}_s = 98$ ms, eine effektive Totzeit $T_{S,eff}$ von ebenfalls 80 ms und

$$\tau_{S,mod} = 1,41 \tau_S \approx \tau_{H,mod} \quad (70)$$

Wird die Korrektur der Impulse entsprechend Gl. (69) und Gl. (70) nicht vorgenommen, sondern direkt τ_H und τ_S als Eingangssignal für den Integrierer verwendet, so ist der Fehler in der SLD der Stabbewegung S_h für Frequenzen $f < 1$ Hz kleiner als 3 % und damit praktisch vernachlässigbar; die Phasendrehung durch die effektive Totzeit von 80 ms beträgt etwa 4° bei $f = 0,1$ Hz und kann erst für Frequenzen $f < 0,1$ Hz bei der Bildung der KSD zwischen h und anderen Signalen vernachlässigt werden.

Die Eichung von S_h in der Einheit $[\text{mm}^2\text{s}]$ ist einmal möglich durch Verwendung der Beziehung

$$\bar{h} = c_{\tau,h} \bar{\tau} \quad (71)$$

wobei die Konstante $c_{\tau,h} \approx 0,5$ mm/91 ms Impuls nach Abb. 27 ist. Zu jeder Messung wurde zwar das von der Varianz der Regelabweichung $\sigma_{x_w}^2$ bzw. das von der Reaktorleistung abhängige $\bar{\tau}$ bestimmt (Tab. 9). Da sich jedoch das Bremsverhalten offensichtlich zeitlich ändert und

insbesondere die Konstante G_h von der Eintauchtiefe der Regelbank E_{B_0} , des Regelstabs E_{H_0} und der Differenz zwischen diesen beiden abhängig und damit nicht genau bekannt ist ¹⁾, wurde die für $1 \text{ Hz} \leq f < 50 \text{ Hz}$ mit der beliebigen Konstanten c (Abb. 29) gültige Beziehung

$$|H^{in}| = \frac{|S_{\rho_h, i}|}{S_{\rho_h}} = \frac{c |S_{y, i}|}{c^2 S_y} = 1 \quad [\% / \text{d}] \quad (72)$$

zur Bestimmung von S_{ρ_h} verwendet. Die notwendige Voraussetzung hierfür ist, daß für $f > 1 \text{ Hz}$ die Kohärenz $\gamma_{\rho_h, i} = \gamma_{y, i}$ noch so groß ist, daß die statistischen Fehler - insbesondere der Biasfehler - bei der Bestimmung von $|H^{in}|$ genügend klein werden. Die Fehler der in Abb. 29 zusammengestellten SLD der durch die Regelstabbewegungen h verursachten Reaktivitätsbeiträge S_{ρ_h} werden im Anhang II bestimmt.

6.2.4 KSD zwischen den Rauschquellen der Gruppe GI

Zur Anwendung des Syntheseansatzes werden nach Gl. (15) und Gl. (17) die KSD zwischen den Rauschquellen der Gruppe GI, d.h. $S_{\mu, \eta}$, $S_{\mu, h}$ und $S_{\eta, h}$ benötigt. Die zugehörigen Kohärenzfunktionen $\gamma_{\mu, \eta}$ (Abb. 30a), $\gamma_{\mu, h}$ (Abb. 30b) und $\gamma_{\eta, h}$ (Abb. 30c) zeigen, daß diese sich nur im Frequenzbereich zwischen 10^{-3} Hz und 10^{-2} Hz deutlich von dem durch die endliche Analysezeit T_A (s. Tab. 9) bedingten Erwartungswert der Kohärenz für unkorrelierte Signale unterscheiden. Die Vertrauensgrenzen für die Meßwerte der Kohärenz unkorrelierter Signale, die in diesen Abbildungen eingetragen sind, werden im Anhang II definiert und berechnet. Wie sich in Kapitel 7.2 zeigen wird, ist der Beitrag dieser KSD zu S_1^0 [GI] bei allen betrachteten Leistungsstufen gering, weshalb hier auf deren sehr umfangreiche Darstellung verzichtet wird.

1) In /61/ wurden - bei den vorliegenden Eintauchtiefen - Werte von 0,2 ... 0,3 d / mm bei $E_{B_0} = E_{H_0}$ ermittelt.

6.3 Bestimmung der Entkopplungsfrequenz $f_{g,Rk}$

6.3.1 Berechnung der Übertragungsfunktionen F_k der Rückkopplungen

Von den Übertragungsfunktionen mit Tiefpaßcharakter, die bei den Rückkopplungen FI ... FVI beteiligt sind, sind bisher bekannt: W_p , G_μ , G_η (Kapitel 6.1) sowie $M_{\mathcal{H}}$ (Kapitel 6.2.2); nicht bekannt ist die wichtige, zur Rückkopplung FII gehörende Übertragungsfunktion des Reglers R_R , weshalb diese zunächst bestimmt werden muß.

Beim Konzept der "Temperaturregelung" wird das Temperatursignal \mathcal{H}_R als Eingangsgröße für R_R verwendet. Wird angenommen, daß die Durchsatzsignale μ_1, μ_2 (Abb.10) bei der betrachteten stationären Betriebsweise keinen Einfluß auf die Regelabweichung x_w haben und Schwankungen des Führungssignals k zunächst nicht vorliegen, dann kann die Übertragungsfunktion

$$R_{\mathcal{H}}(j\omega) = \frac{x_a(j\omega)}{\mathcal{H}_R(j\omega)} \quad (73)$$

definiert und untersucht werden (Abb. 31).

Beim Eingangssignal

$$\mathcal{H}_R = \mathcal{H}_R^k + \mathcal{H}_R^u \quad (74)$$

beschreiben \mathcal{H}_R^k und \mathcal{H}_R^u die mit den Leistungsschwankungen $p(t)$ korrelierten bzw. unkorrelierten Beiträge, wobei in \mathcal{H}_R^u auch Beiträge vom Eigenrauschen der Reglerelektronik enthalten sein können.

Bis auf den eigentlichen Regler R sind alle Elemente von $R_{\mathcal{H}}$ unter den getroffenen Voraussetzungen linear; die Übertragungsfunktion U dieser linearen Elemente mit der Bezeichnungsweise nach Abb. 31 ist:

$$U(j\omega) = \frac{1}{1 + j\omega T_1} \left(1 + \frac{V_2 j\omega T_2}{1 + j\omega T_2} \right) \quad (75)$$

Der Regler R besteht aus einem Dreipunktschalter S mit der toten Zone x_T und der Hystere $2x_L$ (Abb. 32). Das Eingangssignal x_e für den Schalter wird durch eine - u.U. auch noch vom Vorzeichen des Ausgangssignals x_a abhängige - Rückkopplung F_R beeinflusst. Das Ausgangssignal x_a besteht aus einer Folge von einzelnen Stellimpulsen der Dauer τ_H ($x_a > 0$) oder τ_S ($x_a < 0$), die in der zuvor beschriebenen Weise zur Steuerung der Stabbewegung h verwendet werden. Die Impulsdauer τ_H, τ_S hängt ab vom Eingangssignal x_w , den Reglerparametern ($x_T, x_L, V_R, T_{ra}, T_{re}$) und dem aktuellen Wert der Rückführung $r_R(t)$. Die minimale Dauer τ_{min} ergibt sich, wenn x_e "langsam" die Einschaltsschwelle $x_T/2$ erreicht, zu:

$$\tau_{min} \approx \frac{T_{re} \cdot 2x_L}{V_R} \quad (76)$$

Mit der endgültigen Parametereinstellung des Reglers R: $2x_L = 13,5$ mV, $V_R = 4$ V, $T_{re} = 27$ s wird $\tau_{min} = 91$ ms. Werden die Schaltimpulse $x_a(t)$ zur Ansteuerung eines integrierenden Bauelementes (Motor u.ä.) verwendet, dann ergibt sich ein "quasistetiges PI-Verhalten", das für einfache, determinierte Testsignale in /69,70,71/ beschrieben wird.

Im Frequenzbereich werden derartige nichtlineare Elemente mit Schaltcharakteristik üblicherweise durch ein lineares Element ersetzt, zu dessen Ausgangssignal x_a^k ein unkorrelierter Anteil x_a^u bzw. - wenn A_h einbezogen wird - h^k und h^u zu addieren ist (Abb. 33).

Bei Annahme, daß das Eingangssignal x_e für den Schalter S gaußverteilt ist, kann dieser durch die äquivalente Verstärkung $\hat{k}(\sigma_{x_e})$ linearisiert werden, wobei $\sigma_{x_e}^2$ die Varianz des Eingangssignals für den Schalter ist /72/. Bedingt durch die Rückführung F_R wird hier jedoch eine Beschreibung von R als Funktion der Varianz $\sigma_{x_w}^2$ benötigt. Diese konnte bisher noch nicht abgeleitet werden, weshalb eine allgemeingültige, analytische Behandlung von R im Frequenzbereich nicht möglich ist.

Gilt jedoch

$$T_{re} = T_{ra} = T_r \quad (77)$$

dann ist nach Abb. 33 die linearisierte Übertragungsfunktion des

Reglers R_1 einschließlich Stabantrieb A_h :

$$\frac{h^k(j\omega)}{V_R(j\omega)} = A_h R_1 = \frac{A_h \hat{k}(\sigma_{x_e})}{1 + \hat{k}(\sigma_{x_e}) \frac{V_R}{1 + j\omega T_r}} \quad (78)$$

Ist weiterhin V_R so groß, daß

$$\hat{k} V_R \gg 1 \quad (79)$$

erfüllt ist, dann gilt bei Vernachlässigung der Totzeiten $T_{Heff} = T_{Seff} = 80 \text{ ms}$ (s. S. 51) näherungsweise

$$A_h R_1 \approx \frac{1 + j\omega T_r}{j\omega T_h V_R} \quad (80)$$

Dabei ist T_h die Zeitkonstante des Stabantriebes. Mit $V_1 = T_r / (T_h V_R)$ ergibt sich aus Gl. (80) die übliche Beschreibungsform eines PI-Reglers im Frequenzbereich:

$$A_h R_1 = \frac{V_1 (1 + j\omega T_r)}{j\omega T_r} \quad (81)$$

Da Gl. (77) im Gegensatz zu Gl. (79) nur bedingt als erfüllt angesehen werden kann, ist Gl. (81) nur eine Näherung für die exakt nicht berechenbare Übertragungsfunktion des Reglers. Mit dieser Gleichung sowie Gl. (75), den Übertragungsfunktionen W_p nach Abb. 17 und M_{ϕ} nach Kapitel 6.2.2 kann die linearisierte, leistungsabhängige Übertragungsfunktion der Rückkopplung $F_{2,1}$ berechnet werden mit

$$|F_{2,1}| = \frac{h^k(j\omega)}{p(j\omega)} = |W_p| |M_{\phi}| |U| |A_h R_1| \quad (82)$$

deren Verlauf in Abb. 34 dargestellt ist.

Die Grenzfrequenzen des Übertragungsbereiches einer Rückkopplung, definiert durch den 3db-Punkt, wurden für FI, FIII, FIV, FV und FVI

mit G_μ und G_η abgeschätzt zu 0,002 Hz bis 0,005 Hz und für FII mit $|F_{2,1}|$ entsprechend Abb. 34 zu 0,05 Hz. Demnach ist FII wie vermutet die $f_{g,Rk}$ bestimmende Rückkopplung, die Korrelationen zwischen ρ_x und ρ_h bis etwa 0,05 Hz zur Folge haben kann.

6.3.2 Kohärenzmessungen

Ist eine externe Rückkopplung bei der Frequenz f wirksam, dann muß dies nach Kapitel 4.2 korrelierte Temperaturschwankungen η_1 und η_2 bei FII, FIII, FIV und FVI oder korrelierte Durchsatzschwankungen μ_1 und μ_2 bei FI und FIV zur Folge haben. Ebenso können die Kreise FII und FV nur über die korrelierten Signalanteile der Thermoelemente auf den Corepositionen 49, 57 und 59 geschlossen werden, da diese zur Bildung des Istwertes \mathcal{V}_R für die Reaktorregelung (Abb. 31) verwendet wurden. Dominieren die lokalen Beiträge in den Signalen \mathcal{V}_{49} , \mathcal{V}_{57} und \mathcal{V}_{59} , so stellt ein mögliches Ansprechen des Reglers die Reaktion auf ein nicht mit ρ_x korreliertes Ereignis dar und die Kreise FII, FV können als unwirksam betrachtet werden.

Durch Messung der Kohärenzfunktion zwischen η_1 und η_2 , μ_1 und μ_2 sowie den möglichen Kombinationen von \mathcal{V}_{49} , \mathcal{V}_{57} und \mathcal{V}_{59} können die Korrelationen zwischen diesen Signalen im Frequenzbereich untersucht werden und das Verschwinden der Kohärenz als Kriterium für die Auftrennung der betreffenden Rückkopplung verwendet werden. Da die Temperaturen \mathcal{V}_{49} , \mathcal{V}_{57} und \mathcal{V}_{59} aus Sicherheitsgründen nicht zur Verfügung gestellt werden konnten, mußten die Temperaturschwankungen von anderen BE-Thermoelementen analysiert werden. Weiterhin wird zunächst davon ausgegangen, daß die Übertragungsfunktionen der Meßwertaufnehmer M_η und $M_{\mathcal{V}}$ die Bildung der entsprechenden Kohärenzfunktionen nicht beeinträchtigt.

Als Entkopplungskriterium wird definiert: Ist für eine Frequenz f die gemessene Kohärenzfunktion $\gamma_{x,y}(f)$ zweier stochastischer Signale $x(t)$, $y(t)$ kleiner gleich dem durch die endliche Analysezeit T_A bestimmten

Erwartungswert für unkorrelierte Signale (Index $\hat{\gamma}=0$), d.h. gilt

$$\gamma_{x,y}(f) \leq \text{bias}(\gamma_{x,y})_{\hat{\gamma}=0} \quad (83)$$

so ist eine Rückkopplung bei der Frequenz f nicht wirksam. Gilt Gl. (83) für alle Frequenzen $f > f_{g,k}$, dann wird diese als Grenzfrequenz der k -ten Rückkopplung betrachtet.

Die Messung von γ_{η_1, η_2} sowie γ_{μ_1, μ_2} ergab Werte für die Entkopplungsfrequenz von FI, FIII, FIV und FVI im Bereich von 0,001 Hz bis 0,003 Hz. Die Kohärenzfunktionen $\gamma_{j,k}$, die abhängig von der verwendeten TE-Kombination j,k und der Reaktorleistung P_0 sind, ergaben in allen Fällen bei wesentlich höheren Frequenzen noch eine Kopplung, so daß wiederum FII die $f_{g,Rk}$ bestimmende Rückkopplung ist. Die bei einer Leistungsstufe gemessenen Kohärenzfunktionen (Abb.35a) lassen für alle TE-Kombinationen bei etwa 0,05 Hz einen Peak erkennen, wodurch $f_{g,Rk}$ zu höheren Frequenzen verschoben wird. Die Beiträge der Schwankungen von Reaktorleistung p , Durchsatz μ und Temperatur η zur Temperatur $\sqrt{\gamma}$ im oberen Plenum sind - falls keine Korrelationen zwischen p,μ und η vorhanden sind und $S_p(f) = S_i(f)$ gesetzt wird - zu berechnen mit:

$$S_{\gamma}[p] = |W_p|^2 S_i \quad (84)$$

$$S_{\gamma}[\mu] = |W_\mu|^2 S_\mu \quad (85)$$

$$S_{\gamma}[\eta] = |W_\eta|^2 S_\eta \quad (86)$$

Die Berechnung der Komponenten mit W_p , W_μ und W_η entsprechend Kapitel 6.1 und S_μ , S_η , S_i nach Abb. 23, Abb. 24 und Abb. 46, deren Aufsummierung und Vergleich mit den gemessenen SLD S_{γ} ergab, daß der Peak bei 0,05 Hz in der Kohärenzfunktion (Abb.35a) auf Durchsatzfluktuationen und nicht auf Reaktivitäts- bzw. Leistungsschwankungen zurückzuführen ist. Bei der betrachteten Leistung ($P_0 = 98 \%$) beträgt demnach die Entkopplungsfrequenz je nach verwendeter Thermoelementkombination 0,03 Hz bis 0,05 Hz.

Durch analoge Messungen wurde die Leistungsabhängigkeit von $\gamma_{g,Rk}$ bzw. von $f_{g,Rk}$ ermittelt. Den Verlauf der typischen Kohärenzfunktion $\gamma_{T_{47},T_{47}}$ in Abhängigkeit von P_0 zeigt Abb.35b; die für $f_{g,Rk}$ gefundenen Werte sind in Abb. 39 eingetragen.

Wie der Vergleich von statistischem Fehler mit dem durch die verwendete Thermoelementkombination bedingten "Fehler" ergab, hat letzterer größeren Einfluß auf die Bestimmung von $f_{g,Rk}$; in Abb. 39 ist dieser eingetragen. Wie angenommen, hat M_{η} , M_{μ} keinen Einfluß auf die Bestimmung von $f_{g,Rk}$.

6.3.3 Berechnung der SLD der unkorrelierten Regelstabbewegungen

Die Stabbewegungen $h(t)$ (Abb. 36) während der Analysezeit T_A werden als Summe von n Einzelereignissen $\sigma_k(t)$ betrachtet, die zu den Zeitpunkten $t = \tau_k$, $k = 1 \dots n$ auftreten und jeweils eine Bewegung des Regelstabs um Δh_k verursachen:

$$h(t) = \Delta h_1 \sigma_1 + \Delta h_2 \sigma_2 + \dots + \Delta h_n \sigma_n \quad (87)$$

$$\sigma_k = \begin{cases} \pm \sigma(t - \tau_k) & \text{für } t > \tau_k + \epsilon \\ 0 & \text{für } t < \tau_k \end{cases} \quad (88)$$

Da für alle Reaktorleistungen $\leq 100\%$ immer gilt (Abb. 37)

$$\tau_H = \tau_s \approx \tau_{\min} \quad (89)$$

und damit auch gilt:

$$\Delta h_k = \Delta h_{\min}; \quad k = 1 \dots n \quad (90)$$

sind die Einzelereignisse alle gleich. Somit ist auch der Verlauf von σ_k im Zeitintervall $\tau_k < t < \tau_k + \epsilon$ gleich und wird nur durch die Parameter des nichtlinearen Reglers und

des Stabantriebs bedingt und nicht durch das Reglereingangssignal x_w bzw. die Reaktivitätsrauschquelle ρ_x (Abb. 31). Demnach kann die SLD der unkorrelierten Regelstabbewegungen S_h^u berechnet werden aus dem zeitlichen Verlauf der Einzelereignisse. Für Frequenzbereiche, in denen dieser Beitrag dominiert, ist der mit x_w bzw. ρ_x korrelierte Beitrag S_h^k zur SLD der Regelstabbewegung S_h vernachlässigbar und damit die Rückführung FII nicht wirksam. Durch Vergleich der berechneten SLD $S_h^u(f)$ mit der gemessenen SLD $S_h(f)$ kann die Entkopplungsfrequenz dieser speziellen Rückkopplung, d.h. von FII, festgestellt werden.

Das Einzelereignis ist nach Abb. 28 in guter Näherung als Sprung mit einer endlichen Anstiegszeit τ_σ zu betrachten; nach /73/ ist dessen lineares Spektrum L_σ zu beschreiben durch

$$L_\sigma(j\omega) = \tau_\sigma \frac{\cos(\omega\tau_\sigma) - 1 - j\sin(\omega\tau_\sigma)}{(\omega\tau_\sigma)^2} \quad (91)$$

Mit der zugehörigen SLD S_σ berechnet sich die SLD der unkorrelierten Regelstabbewegungen mit

$$S_h^u(f) = \frac{n \Delta h_{\min}^2}{2 T_A} S_\sigma \quad (92)$$

$$S_\sigma = 2\tau_\sigma^2 \frac{(\cos(\omega\tau_\sigma) - 1)^2 + \sin^2(\omega\tau_\sigma)}{(\omega\tau_\sigma)^2} \quad (93)$$

Der Vergleich der mit Werten n und T_A nach Tab. 9 und mit $\tau_\sigma = 130$ ms nach Abb. 28 sowie $\Delta h_{\min} = 0,5$ mm berechneten SLD $S_h^u(f)$ mit der gemessenen Größe $S_h(f)$ (Abb. 29) ergab die in Abb. 39 eingetragenen Werte von $f_{g,Rk} \approx 0,04$ Hz.

6.3.4 Vergleich von gemessener (H^{in}) mit berechneter (H) Übertragungsfunktion

Wird angenommen, daß die zuvor berechneten Übertragungsfunktionen H (Abb. 14) richtig sind, keine unerkannten externen Rückkopplungen FX zwischen ρ_x und p vorliegen und alle identifizierten Rückkopplungen $FI \dots FVI$ bei der betrachteten Frequenz unwirksam sind, dann muß die mittels des inhärenten Rauschens gemessene Übertragungsfunktion H^{in} mit den berechneten Funktionen H übereinstimmen, d.h. es muß gelten:

$$H^{in}(f) = H(f) \quad (94)$$

$H^{in}(f)$ wurde bestimmt aus den gemessenen SLD S_{ρ_h} , S_i sowie der KSD $S_{\rho_h, i} = |S_{\rho_h, i}| \exp(j\alpha_{\rho_h, i})$ entsprechend den folgenden Beziehungen:

$$|H^{in}(f)| = \frac{|S_{\rho_h, i}|}{S_{\rho_h}} \quad (95)$$

$$\varphi_H^{in}(f) = \alpha_{\rho_h, i} \quad (96)$$

Abweichungen zwischen den gemessenen und den berechneten Größen sind - wenn letztere als richtig angesehen werden - dadurch bedingt, daß eine der bekannten Rückkopplungen $FI \dots FVI$ oder eine unbekannte externe Rückkopplung FX wirksam ist.

In Abb. 38 ist für eine typische Messung das Ergebnis der entsprechend Gl. (95) und Gl. (96) gebildeten Größen $|H^{in}|$ bzw. φ_H^{in} und der zugehörigen Kohärenzfunktion $\gamma_{\rho_h, i}$ gemeinsam mit den berechneten Funktionen $|H|$ bzw. φ_H dargestellt. Die Kohärenzfunktionen wurden zur Berechnung des statistischen Fehlers der gemessenen Funktionen (bias ($|H^{in}|$))_{RF} ($|H^{in}|$) und PF (φ_H^{in}) benötigt (s. Anhang II).

Da die Kohärenzfunktionen $\gamma_{\rho_h, i}$ stark von der Leistung und der Frequenz abhängen, schwanken auch die statistischen Fehlergrößen stark; typische Werte für $0,05 \text{ Hz} < f < 1 \text{ Hz}$ sind: $\text{bias} (|H^{\text{in}}|)_f \approx 1 \% \dots 2 \%$, $\text{RF} (|H^{\text{in}}|) \approx 10 \% \dots 20 \%$ innerhalb eines σ -Intervalles und $\text{PF}(\varphi_H^{\text{in}}) \approx 8^\circ \dots 15^\circ$. Die leistungsabhängigen Entkopplungsfrequenzen, die durch den Vergleich zwischen H^{in} und H bei Berücksichtigung der statistischen Fehler erhalten wurden, sind in Abb. 39 eingetragen.

6.3.5 Vergleich der ermittelten Entkopplungsfrequenzen

Die angewandten Verfahren und Kriterien, die in Tab. 10 zusammengestellt sind, ergaben für $f_{g, Rk}$ und - soweit zuzuordnen - auch für die Grenzfrequenz $f_{g, k}$ der k -ten Rückkopplung etwas unterschiedliche Frequenzen (Abb. 39). Das allgemeinste Verfahren stellt der Vergleich von H^{in} mit H dar, da hierbei auch der Einfluß nicht erkannter externer Rückkopplungen FX erfaßt wird. Jedoch mußte hier vorausgesetzt werden, daß H richtig berechnet wurde bzw. der Einfluß aller internen Rückkopplungen vom mathematischen Modell berücksichtigt und richtig beschrieben wird. Der Umstand, daß Betrag- und Phasenbeziehung entsprechend Gl. (95) bzw. Gl. (96) nicht in allen Fällen identische Werte für $f_{g, Rk}$ ergaben, deutet darauf hin, daß diese Voraussetzung nicht immer erfüllt war. Am exaktesten formulierbar und meßtechnisch überprüfbar sind die Kohärenzmessungen entsprechend Kapitel 6.3.2. Die Unsicherheit bei der Bestimmung von $f_{g, Rk}$ besteht hier jedoch darin, daß die zur Regelung verwendeten Thermoelemente nicht zur Verfügung standen. Da die erforderlichen Annahmen bei der Berechnung der Übertragungsfunktion $(F_{2,1})$ (Kapitel 6.3.1) und $S_{\rho_h}^u$ (Kapitel 6.3.3) nur bedingt erfüllt waren, wurden die Ergebnisse aus den zuvor diskutierten Verfahren stärker bewertet, so daß der in Abb. 39 eingetragene, leistungsabhängige Verlauf von $f_{g, Rk}$ erhalten wurde.

7. Analyse des Neutronenrauschens der KNK I

7.1 Anwendung des Differenzansatzes

Integrale, lokal korrelierte und lokal unkorrelierte Komponenten in den Signalen i_1, i_2, i_3 und i_4 der entsprechend Abb. 12 angeordneten Neutronendetektoren werden im folgenden mit den in Kapitel 3.4 diskutierten Kriterien ermittelt.

In Abb. 40a sind für eine typische Aufnahme die SLD $S_{i_1}, S_{i_2}, S_{i_3}$ und S_{i_4} , die SLD $S_{\bar{i}}$ des entsprechend Gl. (39) gemittelten Zeitsignals $\bar{i}(t)$ sowie der Betrag der KSD $|S_{i_1, i_2}|$ dargestellt; den Verlauf einiger Phasenbeziehungen $\alpha_{ij, ik}$ und der Kohärenzfunktion γ_{i_1, i_2} zeigt Abb. 40b bzw. Abb. 40c. Die in Abb. 40a eingetragenen Funktionen mußten vertikal gegenüber S_{i_1} verschoben gezeichnet werden, damit die einzelnen Meßpunkte für $f < 1$ Hz erkennbar bleiben. Dies zeigt bereits, daß für $f \lesssim 1$ Hz die Gl. (41) erfüllt ist. Da weiterhin auch Gl. (42) (Abb. 40b) und Gl. (43) (Abb. 40c) näherungsweise erfüllt sind, weist das Neutronenrauschen in diesem Frequenzbereich überwiegend integrale Komponenten auf. Das Spaltungsrauschen i^S ist aufgrund der Abschätzung in Kapitel 3.3.3 als Ursache der integralen Komponente ebenso auszuschließen wie das durch Testmessungen überprüfte Untergrundrauschen. Da weiterhin die SLD von In-Core- und Ex-Core-Detektoren S_{i_1} bzw. S_{i_2}, S_{i_3} und S_{i_4} den gleichen Verlauf aufweisen, kann auch ein Beitrag durch das "symmetrische" Abschwächungsrauschen ausgeschlossen werden. Daraus folgt, daß das Neutronenrauschen für $f < 1$ Hz durch Reaktivitätsfluktuationen verursacht wird; dies gilt auch für den Peak bei $f \approx 0,5$ Hz. Analoge Ergebnisse wurden auch bei allen weiterhin analysierten Messungen gefunden, so daß immer in guter Näherung gilt:

$$S_{i_k}(f) \approx S_{\bar{i}}^D(f), \quad f \lesssim 1 \text{ Hz} \quad (97)$$

Für Frequenzen $f \gtrsim 1$ Hz werden zunehmend lokale Komponenten im Neutronen-

rauschen erkennbar, da Unterschiede zwischen den einzelnen SLD auftreten bzw. Gl. (41) nicht mehr erfüllt ist. Daß es sich hierbei um unkorrelierte, lokale Komponenten handelt, kann durch Berechnung von $(S_{\bar{1}})_{\hat{\gamma}=0}$ und $\text{bias}(|S_{i_1, i_2}|)_{\hat{\gamma}=0}$ bei Annahme unkorrelierter Signale (s. Anhang II) und Vergleich mit den gemessenen Werten $S_{\bar{1}}$ und $|S_{i_1, i_2}|$ nachgewiesen werden. Der Vergleich (Abb. 41) von $S_{\bar{1}}$ mit $(S_{\bar{1}})_{\hat{\gamma}=0}$ zeigt, daß bei Verwendung von $S_{\bar{1}}$ für $f \gtrsim 6$ Hz im wesentlichen nur noch unkorrelierte, lokale Komponenten erkennbar sind; der Vergleich von $|S_{i_1, i_2}|$ mit $\text{bias}(|S_{i_1, i_2}|)_{\hat{\gamma}=0}$ ergibt einen entsprechenden Wert von $f \gtrsim 20$ Hz. Oberhalb von 20 Hz konnten weder hier noch bei anderen Messungen Korrelationen zwischen den Rauschsignalen verschiedener Neutronendetektoren festgestellt werden, d.h. es gilt

$$S_{i_k}(f) = S_{i_k}^u(f); \quad f \gtrsim 20 \text{ Hz} \quad (98)$$

und da der Beitrag des Instrumentierungsrauschens mit Ausnahme determinierter Peaks (50 Hz, 150 Hz ...) vernachlässigbar ist, ist das Nachweisrauschen $S_{i_k}^n$ als Ursache der lokal unkorrelierten Komponente des Neutronenrauschens anzunehmen. Bestätigt wird diese Annahme dadurch, daß alle SLD S_{i_k} bis zu dem durch die Grenzfrequenz f_{g, i_k} der gesamten Meßkette ¹⁾ bedingten Abfall den nach Gl. (32) zu erwartenden frequenzunabhängigen Verlauf aufweisen. Weiterhin stimmen die Werte der SLD S_{i_k} im Betrag etwa mit den in Kapitel 3.3.3 abgeschätzten Werten für $S_{i_k}^n$ überein und dieser ist auch entsprechend Gl. (32) indirekt proportional zur Reaktorleistung P_0 (Abb. 46). Somit kann Gl. (98) geschrieben werden:

$$S_{i_k}(f) = S_{i_k}^n \sim \frac{1}{P_0}; \quad f \gtrsim 20 \text{ Hz} \quad (99)$$

Zu untersuchen ist noch der Frequenzbereich von etwa 1 Hz bis 20 Hz, in dem das Neutronenrauschen bei einer Frequenz aus verschiedenen

1) Die Grenzfrequenz f_{g, i_1} ist durch die Grenzfrequenz der Meßkette und nicht durch die Spaltkammer bedingt. Als Grenzfrequenz der Kammer wurden 35 kHz gemessen.

Komponenten besteht. Für Frequenzen $f < 20$ Hz, bei denen Gl. (47) erfüllt ist, wurde immer $\alpha_{i_1, i_2} = 0$ gemessen; die in Abb. 40b erkennbare Phasendifferenz α_{i_2, i_3} ist dem Einfluß der Phasendrehung durch die Tiefpaßfilter ($f_{g, i_3} \approx f_{g, i_4} \approx 10$ Hz) in den Meßketten für die Signale i_3 bzw. i_4 zuzuschreiben. Da demnach keinerlei Anzeichen für die Existenz von lokalen, korrelierten Komponenten im Neutronenrauschen gefunden werden konnten, kann geschlossen werden, daß das unsymmetrische Abschwächungsrauschen als einzig mögliche Rauschquelle für derartige Komponenten in diesem Frequenzbereich nicht auftritt. Dies bedeutet auch, daß keine Relativbewegungen zwischen Core und Ex-Core Detektoren festgestellt werden konnten.

Durch Anwendung einer speziellen Analysetechnik wurde untersucht, ob Phasendifferenzen für $f > f_{g, Pk} \approx 50$ Hz gemessen werden können, die durch mögliche Abweichungen von der Punktkinetik bedingt sind. Hierzu wurden mit dem Reglerausgangssignal x_a diejenigen Zeitintervalle aus dem Neutronenrauschen ausgewählt, in denen eine Bewegung des Regelstabes auftrat. Aufgrund dieser Analysen konnte zwar eindeutig als Ursache des in Abb. 40 und Abb. 48 erkennbaren Peak bei etwa 11 Hz die durch die endliche Fahrgeschwindigkeit des Regelstabes bedingte 1. Oberwelle (Abb. 29) identifiziert werden, jedoch konnte die zur Messung der Phasendifferenz erforderliche Kohärenz $\gamma_{i_1, i_2} > \text{bias } (\gamma_{i_1, i_2})_{\hat{\gamma}=0}$ für Frequenzen $f > 50$ Hz nicht erreicht werden.

Als Ursache des Peaks bei 1,56 Hz ist die 50 Hz Einstreuung bei der Analyse der Messungen mit erhöhter Bandgeschwindigkeit (Faktor 32) verantwortlich, die restlichen Peaks in diesem Frequenzbereich treten teils integral¹⁾ (5 Hz; 7,9 Hz; 8,6 Hz; 18,9 Hz), teils nur im Signal des In-Core Detektors (6,7 Hz; 7...8 Hz) auf. Letztere müssen demnach durch Bewegungen $b_1(r)$ des In-Core Detektors im Flußgradienten bedingt sein. Da es sich hier lediglich um einen Effekt dieser speziellen Versuchsanordnung handelt, ist eine quantitative Analyse entsprechend Gl. (31) nicht sinnvoll. Eine Bestätigung dieser Interpretation sowie eine weitere Untersuchung der integralen Peaks wird im Zusammenhang mit den Signalen insbesondere von Schwingungsaufnehmern in Kapitel 7.3.1 vorgenommen.

1) "integraler Peak": Peak, der durch eine integrale Komponente des Neutronenrauschens bedingt ist bzw. im Signal aller Neutronendetektoren nachweisbar ist.

7.2 Anwendung des Syntheseansatzes

Die Anwendung des Syntheseansatzes beschränkt sich auf die Berechnung des Beitrags der Reaktivitätsrauschquellen zum Neutronenrauschen, da im Sinne der Erkennung von Funktionsstörungen interessierende Beiträge durch das Empfindlichkeitsrauschen nicht festgestellt werden konnten. Um dabei den Einfluß der Reaktorleistung P_o berücksichtigen zu können, wurden aus den in Tab. 8 zusammengestellten Rauschmessungen die Aufnahmen Nr. 40 ($P_o = 39 \%$), Nr. 44 ($P_o = 53 \%$), Nr. 48 ($P_o = 86 \%$) und Nr. 51 ($P_o = 98 \%$) ausgewählt, da bei diesen der Zustand der Anlage mit Ausnahme der Leistung, den primären Natriumtemperaturen und geringfügigen Unterschieden im Abbrand gleich war. Zur Überprüfung der Reproduzierbarkeit der Ergebnisse wurde neben diesen 4 Aufnahmen noch die Aufnahme Nr. 53 ($P_o = 98 \%$) herangezogen, die gegenüber Aufnahme 51 nur den durch 7 Tage Vollastbetrieb bedingten höheren Abbrand von 240 MWd/t aufweist.

Als Reaktivitätsrauschquellen S_{r_i} zur Bildung von $S_i[\overline{GI}]$ entsprechend Gl. (15) können die Fluktuationen von Durchsatz μ und Eintrittstemperatur η sowie die Regelstabbewegungen h verwendet werden, da sich nach Kapitel 6.2 diese aus den Meßsignalen μ_1, μ_2 und η_1, η_2 sowie x_a bestimmen lassen und deren Beiträge zu $S_i^0[\overline{GI}]$ mittels der bekannten Übertragungsfunktionen G_μ, G_η und H (Kapitel 6.1) sowie A_h und G_h (Kapitel 6.2.3) berechnen lassen. Mit diesen Größen sind die einzelnen Summanden der Gl. (15) zu schreiben:

$$S_i^0[\mu] = |H|^2 |G_\mu|^2 S_\mu \quad (100)$$

$$S_i^0[\eta] = |H|^2 |G_\eta|^2 S_\eta \quad (101)$$

$$S_i[h] = |H|^2 |G_h|^2 S_h \quad (102)$$

$$S_i^{\rho}[\underline{\mu}, \underline{\eta}] = 2|H|^2 \{ |G_{\mu}| |G_{\eta}| |S_{\mu, \eta}| (\cos y_{\mu} + \cos y_{\eta} + \cos \alpha_{\mu, \eta}) \} \quad (103)$$

$$S_i^{\rho}[\underline{\mu}, \underline{h}] = 2|H|^2 \{ |G_{\mu}| |G_h| |S_{\mu, h}| (\cos y_{\mu} + \cos y_h + \cos \alpha_{\mu, h}) \} \quad (104)$$

$$S_i^{\rho}[\underline{\eta}, \underline{h}] = 2|H|^2 \{ |G_{\eta}| |G_h| |S_{\eta, h}| (\cos y_{\eta} + \cos y_h + \cos \alpha_{\eta, h}) \} \quad (105)$$

In diesen Gleichungen kennzeichnen die auf der linken Seite in eckigen Klammern gesetzten Symbole die Ursache für die berechnete Reaktivitätskomponente des Neutronenrauschens. Die auf der rechten Seite auftretenden Größen sind abhängig von Frequenz und Leistung und wurden in Kapitel 6 zusammengestellt.

Die Auswertung von Gl. (100)... Gl. (105) ergab zunächst, daß im gesamten Frequenzbereich der Beitrag der KSD wesentlich kleiner als der Beitrag der SLD ist (Abb. 42), d.h. es gilt:

$$S_i^{\rho}[\text{KSD}] \ll S_i^{\rho}[\text{SLD}] \quad (106)$$

wobei diese definiert werden durch:

$$S_i^{\rho}[\text{KSD}] = S_i^{\rho}[\underline{\mu}, \underline{\eta}] + S_i^{\rho}[\underline{\mu}, \underline{h}] + S_i^{\rho}[\underline{\eta}, \underline{h}] \quad (107)$$

$$S_i^{\rho}[\text{SLD}] = S_i^{\rho}[\underline{\mu}] + S_i^{\rho}[\underline{\eta}] + S_i^{\rho}[\underline{h}] \quad (108)$$

Demnach kann der Reaktor bezüglich der Größen μ, η und h für alle Frequenzen $f > 0,001$ Hz als entkoppelt betrachtet werden. Dies ist gleichbedeutend mit der Feststellung, daß die Reaktorregelung R_R praktisch nicht zum Ausregeln von Störungen durch Durchsatz- oder Eintrittstemperaturschwankungen benötigt wurde.

Der Vergleich der einzelnen Beiträge der SLD untereinander ergab, daß bei allen Frequenzen und Leistungen gilt (Abb. 43):

$$S_i^{\rho}[\underline{h}] \gg S_i^{\rho}[\underline{\mu}] \quad (109)$$

$$S_i^p[h] \gg S_i^p[n] \quad (110)$$

d.h. die Regelstabbewegungen liefern den dominierenden Beitrag der erfaßten Reaktivitätsrauschquellen zum Neutronenrauschen. Gl. (109) ist allerdings nur dann gültig, wenn für $f > 0,2$ Hz die sich entsprechend Gl. (100) ergebenden Beiträge durch S_μ nicht mehr berücksichtigt werden. Da in Kapitel 6.2.1 nicht entschieden werden konnte, ob $S_\mu^l = S_\mu$ für $f > 0,1$ Hz gilt und Messungen der Kohärenz $\gamma_{\mu,i}$ für diese Frequenzen stets den Erwartungswert für unkorrelierte Signale ergaben, ist diese Annahme berechtigt und Gl. (109) gültig.

Durch Berechnung von

$$S_i^p[\overline{GI}] = S_i^p[\overline{SLD}] + S_i^p[\overline{KSD}] \quad (111)$$

wurde die gewünschte Synthesegröße $S_i^p[\overline{GI}]$ gebildet, die mit der Reaktivitätskomponente des Neutronenrauschens S_i^p zu vergleichen ist. Da für den betrachteten Frequenzbereich nach Kapitel 7.1 $S_{ik} \approx S_i^p$ gilt, können hierzu direkt die in Abb. 46 bzw. Abb. 47 dargestellten SLD S_i des Neutronenrauschens verwendet und der durch Gl.(21) definierte Quotient q_p berechnet werden mit:

$$q_p \approx S_i^p[\overline{GI}] / S_i \quad (112)$$

Die für die 5 Aufnahmen erhaltenen Werte für q_p (Abb. 45) zeigen, daß für $f > f_{g,Rk}$, mit $f_{g,Rk}$ entsprechend Abb. 39, der identifizierte Anteil des Neutronenrauschens im allgemeinen mit zunehmender Leistung stark abnimmt; bei Nennleistung sind durchschnittlich nur ≈ 15 % auf die Rauschquellen der Gruppe GI zurückzuführen.¹⁾ Dieses Ergebnis ist insofern überraschend, da das gemessene Neutronenrauschen S_i - wie Abb. 46 und Abb. 47 zeigen - bei den betrachteten Reaktorleistungen nur geringfügige Unterschiede für $f \approx 0,005$ Hz und $f \approx 0,6$ Hz (Einfluß des Nachweisrauschens) aufweist. Verständlich wird dies jedoch, wenn der Einfluß der Leistungsabhängigkeit der Übertragungsfunktion H

1) Der Fehler bei der Bestimmung von q_p ist kleiner als 35 %, siehe Anhang II.

durch Bildung von

$$S_{\rho} [GI] = S_i^0 [GI] / |H|^2 \quad (113)$$

und

$$S_{\rho} = S_i^0 / |H|^2 \quad (114)$$

eliminiert wird und S_{ρ} und $S_{\rho} [GI]$ miteinander verglichen werden. Wie Abb. 44 zeigt, nimmt S_{ρ} mit zunehmender Leistung zu, $S_{\rho} [GI]$ dagegen ab. Ersteres ist durch die Leistungsabhängigkeit der Reaktivitätskoeffizienten bzw. der Übertragungsfunktion H , letzteres durch den von der Eintauchtiefe E_{H_0} des Regelstabs abhängigen Koeffizienten G_h bedingt. Da für die betrachteten Messungen die Zeiten τ_H und τ_S (Tab. 9) dem mit Gl. (76) bestimmten minimalen Wert τ_{\min} entsprechen, wurde der Regelstab immer um den kleinstmöglichen Wert Δh_{\min} bewegt. Wurde der Reaktor bei Teillast P_0 betrieben, so mußten die Regelstäbe zur Kompensation des Reaktivitätsgewinnes tiefer in das Core eingefahren werden (d.h. E_{H_0} und E_{B_0} wurden kleiner, siehe Tab. 8), wo eine Bewegung des Regelstabes um Δh_{\min} einen entsprechend der Stabkennlinie größeren Reaktivitätseffekt $\Delta \rho_{h,\min}$ verursachte. Obgleich nach Tab. 9 die Zahl der Regelstabbewegungen je Zeiteinheit i.a. mit der Reaktorleistung abnahm, ergaben sich dadurch dennoch größere Beiträge zu $S_{\rho} [GI]$.

Die Abhängigkeit der Reaktivitätsrauschquelle ρ_x von der Reaktorleistung läßt sich quantitativ durch den Effektivwert σ_{ρ_x} beschreiben, der für $f \gtrsim f_{g,Rk} = 0,03$ Hz und $f \lesssim f_{g,\rho} = 20$ Hz (höchste Frequenz, bei der Reaktivitätskomponenten nachgewiesen werden konnten) mit:

$$\sigma_{\rho_x}^2 = \int_{f_{g,Rk}}^{f_{g,\rho}} \{S_{\rho}(f) - S_{\rho} [GI](f)\} df \quad (115)$$

berechnet wurde (Abb. 44); für $f < f_{g,Rk}$ reduziert die Regelung R_R den Beitrag von ρ_x , weshalb in dieser einfachen Form diese Frequenzanteile nicht zur Bildung von σ_{ρ_x} verwendet werden dürfen.

7.3 Empirischer Ansatz

7.3.1 Korrelationsversuche (Gruppe GII)

Mit den Signalen von In-Core Druckaufnehmern (p_3, p_4), Schwingungsaufnehmern am oberen Tankrand ($w_1 \dots w_4, v_1, v_3$), Schallaufnehmern an verschiedenen Orten ($c_1 \dots c_3$) und von schnellen Thermoelementen ($\theta_{f_1}, \theta_{f_2}$) wurde versucht, die in Kapitel 7.1 angegebenen Erklärungen für die Unterschiede zwischen In-Core- und Ex-Core-Neutronenrauschen für $f > 1$ Hz zu bestätigen und die Ursache der "integralen" Peaks qualitativ zu identifizieren. Der Verlauf der Kohärenzfunktion γ_{i_1, w_1} (Abb. 48) zeigt, daß die In-Core Peaks - insbesondere Peak B bei 6,7 Hz - mit dem Signal w_1 korreliert sind, was als Beweis für die Schwingungen des In-Core Detektors im Flußgradienten anzusehen ist. Da auch die integralen Peaks A, C und D mit w_1 korreliert sind, die Eigenfrequenzen der Regelstäbe in diesem Frequenzbereich liegen, die berechneten Eigenfrequenzen aller anderen mechanischen Komponenten oberhalb von 32 Hz /74/ liegen und ähnliche Beobachtungen an anderen natriumgekühlten Reaktoren berichtet wurden (s. Tab. 2), sind Schwingungen der Regelstäbe die Ursache dieser Peaks. Als möglicher Anregungsmechanismus ist die parallele, turbulente Kühlmittelströmung anzusehen, da diese Peaks sich leistungsabhängig nur geringfügig in der Frequenz verschoben und deren Amplituden sich etwa proportional mit der Leistung bzw. den Durchsatz änderten. Dieses Verhalten ist nach /75/ typisch für derartige Anregungsmechanismen. Peak E (~ 11 Hz) war zuvor auf die Stabbewegungen $h(t)$ zurückgeführt worden, die offensichtlich über die dabei auftretenden mechanischen Erschütterungen ebenfalls Korrelationen mit w_1 bewirken. Die Peaks F1 (18,9 Hz) und F2 (20 Hz) wurden verursacht durch die Primärpumpen, die bei den entsprechenden Drehzahlen betrieben wurden. Die infolge von Unwuchten auftretenden Kräfte stellen eine Zwangsanregung für die

mechanischen Strukturen dar. Sowohl für $f > 30$ Hz als auch für $f < 1$ Hz¹⁾ konnten keine weiteren Korrelationen zwischen den Schwingungsaufnehmersignalen und dem Neutronenrauschen gefunden werden. Diese Feststellung trifft insbesondere auch für die Peaks im Neutronenrauschen im Bereich von 0,2 Hz bis 0,5 Hz (Abb. 49) zu, so daß von den Schwingungssignalen keine Hinweise zur Natur der unbekanntes Reaktivitätsrauschquelle ρ_x erhalten werden konnten. Die Signale der In-Core Druckaufnehmer bestätigten näherungsweise die zuvor gefundenen Ergebnisse für den Frequenzbereich von 1 Hz ... 20 Hz, konnten jedoch ebenfalls nicht zur Identifikation von ρ_x verwendet werden. Für die Signale der Schallaufnehmer konnte im gesamten Frequenzbereich bis 1 kHz keine Korrelation mit den Neutronenrauschen ermittelt werden.

Eine quantitative Behandlung dieser Phänomene, wie z.B. die Bestimmung der Schwingungsamplituden der Regelstäbe ist aus mehreren Gründen nicht möglich. So ist z.B. die Übertragungsfunktion für die Schwingungen zwischen Tankrand (Meßort) und Absorberzone des Regelstabs (Wirkungsort) nicht bekannt. Das schwerwiegendste Problem in diesem Zusammenhang stellt die Berechnung des frequenzabhängigen Zusammenhangs zwischen der mechanischen Bewegung des Absorbermaterials (oder andere Corekomponenten) und der dadurch verursachten Reaktivitätsfluktuationen dar. In Kapitel 8.2.1 wird für den SNR 300 auf dieses Problem näher eingegangen.

Die integralen Peaks im Neutronenrauschen bei $\approx 0,2$ Hz bzw. die zugehörigen Fluktuationen der Reaktorleistung müssen auch in den Signalen zumindest der schnellen Thermolemente ν_f am BE-Austritt nachweisbar sein, da deren Übertragungsfunktion M_{ν_f} mit Sicherheit zur Erfassung dieses Frequenzbereiches ausreichend ist. Durch Berechnung der zu erwartenden Temperaturanteile mit der Übertragungsfunktion W_p und bei Verwendung der gemessenen SLD dieses Thermolements als "Untergrund" ergab die Berechnung der statistischen Fehler, daß eine Meßzeit von ca. 40 h erforder-

1) Messungen in diesem Frequenzbereich mit den seismischen Aufnehmern durch elektronische (bis $f = 1$ Hz) und numerische Korrektur ($f < 1$ Hz) der Übertragungsfunktion M_w .

lich gewesen wäre, um diese Leistungspeaks im Temperaturrauschen nachweisen ($\hat{\gamma} = 0,2$) zu können. Aufnahmen mit dieser Meßzeit waren nicht durchgeführt worden.

7.3.2 Einfluß des Anlagenzustandes

In Abb. 49 sind die normierten SLD S_i des Neutronenrauschens für eine Anzahl von Rauschmessungen (s. Tab. 8) in chronologischer Form zusammengestellt. Es wird deutlich, daß diese sowohl hinsichtlich ihres Frequenzverlaufs als auch des Betrags beträchtliche Unterschiede aufweisen, deren Zuordnung zum Anlagenzustand im folgenden untersucht wird. Zuvor werden jedoch die gemeinsamen Merkmale diskutiert.

Alle SLD weisen bei der Frequenz $f \approx 0,003$ Hz einen Peak auf, dessen Ursache die inhärente Instabilität des unregulierten Reaktors ist. Das System "instabiler Reaktor / nichtlinearer Regler R_R " muß Grenzzyklen /84/ ausführen, deren Grundfrequenz unter stark vereinfachenden Annahmen zu $f_{GZ} = 0,003$ Hz berechnet wurde /76/. Teilweise sind in den SLD auch die Oberwellen von f_{GZ} noch erkennbar (z.B. Aufnahme 51). Für Frequenzen bis etwa 1 Hz schließt sich ein Bereich an, in dem gilt:

$$S_i(f) \sim \frac{1}{f^x} ; \quad x = 2 \dots 2,5 \quad (116)$$

Bei allen Messungen sind in der Umgebung von 0,2 Hz bis 0,5 Hz ein oder mehrere Peaks umso deutlicher erkennbar, desto geringer der benachbarte Rauschanteil ist. Insbesondere die Amplitude des stochastischen Peaks bei 0,5 Hz tritt bei allen Messungen näherungsweise in der gleichen Größe auf. Für $f > 1$ Hz ist das frequenzunabhängige Nachweisrauschen erkennbar, dem im Bereich bis 20 Hz die zuvor diskutierten Schwingungspeaks überlagert sind.

Zur Untersuchung des Einflusses des Anlagenzustandes auf das Neutronenrauschen ist es erforderlich, daß nur eine der in Tab. 7

definierten Kenngrößen zwischen zwei Rauschmessungen verändert wird. Wie Abb. 13 und Tab. 8 zeigen, ist die Voraussetzung nur bei wenigen Messungen erfüllt. Untersucht werden konnte: (A) die Reproduzierbarkeit des Neutronenrauschens bei gleichem Anlagenzustand und verhältnismäßig geringen Abbranddifferenzen, (B) der Einfluß der Reaktorleistung bei ähnlichem Reaktorzustand und bedingt (C) der Einfluß des Regelkonzepts; nicht untersucht werden konnte das Zeit- bzw. Abbrandverhalten bei sonst gleichem Anlagenzustand.

- zu (A) Zur Untersuchung der Reproduzierbarkeit geeignet sind Aufnahme 24 und Aufnahme 26 sowie Aufnahme 51 und Aufnahme 53. Mit Ausnahme der Veränderung der Peaks im Frequenzbereich von 0,2 Hz bis 0,5 Hz (Aufnahmen 51/53) konnten keine wesentlichen Veränderungen festgestellt werden (s. Abb. 47, Abb. 49).
- zu (B) Wie Abb. 46 deutlich zeigt, sind die SLD im Frequenzbereich von 0,005 Hz bis 0,2 Hz bei den betrachteten 4 Leistungsstufen nur geringfügig unterschiedlich. Der dem Grenzyklus zugeschriebene Peak bei 0,003 Hz wird bei Teillast ausgeprägter. Dies ist erklärbar durch den Leistungskoeffizienten und die kleinstmögliche Stabbewegung Δh_{\min} : mit abnehmender Leistung wird der Reaktor instabiler und der durch Δh_{\min} verursachte Reaktivitätsbeitrag wird größer; beides fördert die Ausbildung von Grenzyklen. Diese weitgehende Unabhängigkeit des (relativen!) Neutronenrauschens von P_0 gilt jedoch nur bis zur Nennleistung; sowohl die Aufnahme 24 als auch Aufnahme 26, die beide bei $P_0 = 110\%$ aufgenommen wurden, zeigen im gesamten Frequenzbereich eine deutlich überproportionale Zunahme des Neutronenrauschens.
- zu (C) Am deutlichsten (Abb. 49) wird der Einfluß des Regelkonzepts bei Aufnahme 22.1 im Vergleich zu Aufnahme 22.2. Die Beeinflussung des Primärdurchsatzes durch das Signal r_{R_1} des Reaktorreglers R_R (Abb. 10) führte zu Durchsatzoszillationen (Abb. 23) bei $f = 0,01$ Hz, die einen deutlichen Anstieg im Neutronenrauschen bei dieser Frequenz verursachen.

7.4 Untersuchungen zur Ursache der nicht meßbaren Reaktivitätsrauschquelle ρ_x

Ein bei kompakten Cores - wie dem der KNK I - wichtiger Reaktivitätseffekt, der an die Existenz von Temperaturgradienten gekoppelt ist, ist das thermische Bowing insbesondere der Brennstäbe und Brennelemente. Zeitabhängige Beiträge durch Bowing-Effekte zum Reaktivitätsrauschen sind möglich durch zeitliche Veränderungen der Temperaturgradienten und der durch sie verursachten Geometrieänderungen. Daß sowohl die Temperaturgradienten als auch die SLD der Reaktivitätsrauschquelle S_{ρ_x} mit zunehmender Reaktorleistung zunehmen, kann als erster Hinweis auf zeitabhängige Bowing-Effekte, bedingt durch zeitabhängige radiale Temperaturgradienten als Ursache von ρ_x verstanden werden. Zur Unterstützung dieser Vermutung können die Messungen an dem ebenfalls thermischen, graphitmoderierten natriumgekühlten SRE-Reaktor (s. Tab. 1) herangezogen werden, dessen Brennelemente eine gewisse Ähnlichkeit mit denen der KNK I aufweisen. Als Ursache des prompt positiven Leistungskoeffizienten des SRE (+ 9 ϵ /MW) wurden Verbiegungen der Brennstäbe durch radiale Temperaturgradienten gefunden; durch nachträgliches Aufbringen von Wendelabstandshaltern konnten die stationären Bowing-Effekte soweit reduziert werden, daß ein negativer Leistungskoeffizient von -2,5 ϵ /MW erreicht wurde /28,30/. Von Bedeutung für die Analyse dieser Messungen ist, daß die SLD des Neutronenrauschens der KNK I und des SRE einander ähnlich ¹⁾ sehen (Abb. 51) und daß beim SRE mit zunehmender Zahl der Elemente mit Abstandshalter nicht nur eine Verbesserung des statischen Leistungskoeffizienten erreicht wurde, sondern damit auch eine deutliche Reduktion der SLD des Neutronenrauschens verbunden war /4/. Durch Einbeziehung der Querströmung des Kühlmittels konnte für das einfache SRE-Brennelement auch theoretisch der Frequenzbereich für mögliche dynamische Bowing-Effekte richtig abgeschätzt werden; der ursächliche, stochastische Anregungsmechanismus hingegen wurde nicht gefunden /29/.

1) Da die SLD des Neutronenrauschens des SRE unbekannt normiert sind, ist kein quantitativer Vergleich mit den KNK I-SLD möglich.

In Kapitel 6.3.4 war durch Vergleich der gemessenen und mittels theoretischem Modell gerechneten Übertragungsfunktionen dessen Gültigkeit nachgewiesen worden. Da dieses Modell dynamische Bowing-Effekte nicht berücksichtigt, bedeutet dies, daß die für $f > f_{g,Rk}$ berechneten Reaktivitätsfluktuationen wenn überhaupt, dann nur in nichtlinearer Form mit den Schwankungen der Reaktorleistung gekoppelt sein können. Mögliche Ursachen des nichtlinearen Verhaltens sind beispielsweise: Knick- und Beuleffekte oder das Überwinden der Haftreibung zwischen einzelnen Brennelementen innerhalb der Kernverspannung oder bei den Abstandshaltern. Die starke Zunahme von S_{ρ_x} bei Aufnahme 50 im Vergleich mit Aufnahme 48 (Abb. 49) deutet eine Abhängigkeit von S_{ρ_x} für $f > f_{g,Rk} \approx 0,01$ Hz von den niederfrequenten Leistungsschwankungen ($f < 0,01$ Hz) an, die bei sonst gleichen Betriebsbedingungen bei Aufnahme 50 durch Handregelung absichtlich erzeugt wurden. Aus diesem Grund wurde für eine Reihe von Rauschaufnahmen gemeinsam analysiert:

- (A) die zeitliche Folge von Werten der SLD des Neutronenrauschens für mehrere ausgewählte Frequenzintervalle Δf_i mit $0,1 \text{ Hz} < \Delta f_i < 0,5 \text{ Hz}$ und
- (B) die langsamen zeitlichen Veränderungen ($f < 0,01 \text{ Hz}$) von Leistung P_o , Aufheizspanne ($T_{a_o} - T_{e_o}$) sowie Durchsatz Q_o .

Wie Abb. 50 deutlich macht, weist sowohl die zeitliche Folge der SLD von Peak P1 ($\Delta f_1 = 0,23 \text{ Hz} \pm 0,05 \text{ Hz}$) als auch die von Peak P3 ($\Delta f_3 = 0,48 \text{ Hz} \pm 0,05 \text{ Hz}$) einen Verlauf auf, der erkennbar weder untereinander noch mit einer der darüber aufgetragenen Zeitfunktionen noch einem anderen protokollierten Ereignis korreliert werden kann. Dieses Ergebnis wurde auch für Frequenzpunkte erhalten, die keine ausgeprägten Peaks aufweisen. Es konnte also auch hier - wie zuvor am SRE - kein Zusammenhang zwischen den vermuteten zeitabhängigen Bowing-effekten und einem ursächlichen Ereignis hergestellt werden. Die höherfrequenten geringfügigen Anteile in $P1(t)$ und $P3(t)$, die offensichtlich sowohl untereinander als auch mit der Reaktorleistung korreliert sind, sind durch die Nichtlinearität des Reglers R_R bedingt und beweisen zumindest die Brauchbarkeit dieser nichtlinearen Analyse.

8. Untersuchungen zur Übertragbarkeit der erhaltenen Ergebnisse

8.1 Abschätzung des Neutronenrauschens des SNR 300

Der wesentliche Beitrag zum Neutronenrauschen der KNK I für $f < 1$ Hz wird durch Reaktivitätsfluktuationen verursacht. Bei Nennleistung tragen hierzu die Regelstabbewegungen lediglich mit 15 % bei; der Beitrag von Durchsatz- und Eintrittstemperaturfluktuationen ist nahezu vernachlässigbar. Der quantitativ nicht identifizierbare, wesentliche Beitrag zum Reaktivitätsrauschen S_{ρ_x} könnte durch zeitabhängige Bowingeffekte bedingt sein.

Die relativen Durchsatz- und Eintrittstemperaturfluktuationen werden am SNR 300 vermutlich in derselben Größenordnung wie an KNK I auftreten. Für die Regelstabbewegungen trifft dies mit Sicherheit nicht zu, da der SNR 300 zumindest bei Nennleistung inhärent stabil ist und bei einwandfreier Auslegung des Regelsystems Stabbewegungen bei stationärem Betrieb nur zur Kompensation des Abbrandes erforderlich sind. Bedingt durch das wesentlich größere Core des SNR 300 ist voraussichtlich der Beitrag zum Neutronenrauschen infolge dynamischer Bowingeffekte geringer als bei der KNK I.

Diese Aussagen können zur Extrapolation eines minimal (A) und eines maximal (B) zu erwartenden SNR-Neutronenrauschens verwendet werden, wobei angenommen wird:

- (A) Als Rauschquellen für die Reaktivität treten die Fluktuationen von Durchsatz und Eintrittstemperatur mit Werten, wie sie an der KNK I gefunden wurden, auf. Bewegungen des Regelstabes werden im wesentlichen nur zur Kompensation des Abbrandes schrittweise von einem Regelsystem mit nichtlinearer Charakteristik und ähnlichen Parametern, wie an der KNK I, vorgenommen.
- (B) Zusätzlich zu den Rauschquellen nach (A) tritt eine Reaktivitätsrauschquelle S_{ρ_x} mit gleicher Intensität wie an der KNK I auf.

Zur Berechnung des Neutronenrauschens für $f > f_{g,Rk}^{1)}$ nach Gl. (15) werden die reaktordynamischen Übertragungsfunktionen des SNR 300 benötigt. Diese wurden mit dem bereits zuvor verwendeten mathematischen Modell (Kapitel 6.1) und den im Anhang III zusammengestellten Eingabeparametern berechnet und sind ebenfalls in Abb. 14 ... Abb. 19 für Nennleistung dargestellt. S_{μ} und S_{η} wurden Abb. 23 bzw. Abb. 24, S_{ρ_x} der Abb. 44 entnommen. Der Beitrag der Stabreaktivität durch unkorrelierte Stabbewegungen wurde berechnet nach den Gl. (91) ... Gl. (93), für die Pausenzeit \bar{T}_p und $|G_h|$ wurden angenommen: $\bar{T}_p = 400$ s und $G_h = 0,5$ $\text{¢}/\text{mm}$.

Der Vergleich des berechneten "normalen" SNR-Neutronenrauschens (Abb. 52) mit dem der KNK I zeigt, daß dieses bei Annahme (B) für $f < 1$ Hz vergleichbar mit dem der KNK I ist. Ursache dafür ist, daß - im Vergleich zur KNK I - die SNR 300 Übertragungsfunktionen $|G_{\mu}|$ und $|G_{\eta}|$ im betrachteten Frequenzbereich deutlich größere Werte annehmen, $|H|$ hingegen nur geringfügig kleiner ist.

Für $f > 1$ Hz dominierte bei der KNK I das Nachweisrauschen, dem einzelne schwach ausgeprägte Schwingungspeaks überlagert waren. Der Betrag des Nachweisrauschens ist lediglich abhängig von der Detektorempfindlichkeit und kann demnach durch die Auslegung der Instrumentierung beeinflußt werden; ein Wert von $S_1^n \approx 10^{-9}$ s sollte erreichbar sein. Bedingt durch die wesentlich höheren Natriumgeschwindigkeiten von typisch ≈ 5 m/s gegenüber den $\approx 1,2$ m/s der KNK I und die insgesamt größeren Abmessungen des SNR 300 wird dem Einfluß von Schwingungseffekten an diesem Reaktor eine etwas größere Bedeutung beizumessen sein. Insbesondere durch parallelfuß-induzierte Schwingungen von Brennelementen und Regelstäben werden deshalb Reaktivitätspikes bei den Eigenfrequenzen dieser Komponenten (s. Abb. 3) zu erwarten sein.

Zusammenfassend ist folgendes festzustellen: Die wesentliche Unsicherheit bei der Berechnung des zu erwartenden "normalen" SNR 300 Neutronenrauschens besteht darin, daß der bei den KNK I-Messungen identifizierte Reaktivitätsbeitrag S_{ρ_x} nur qualitativ extrapoliert werden kann: für $f \lesssim 1$ Hz wird das SNR 300 Neutronenrauschen wesentlich

1) es wird angenommen, daß $f_{g,Rk}$ beim SNR 300 nicht größer als der an der KNK I gefundene Wert ist.

kleinere Werte annehmen; für $f \gtrsim 1$ Hz sind Peaks infolge der Schwingungen von Corekomponenten zu erwarten. Zur Bestimmung der normalen Muster für das Diagnosesystem (s. Kapitel 2.1) wie auch zur Berechnung der Nachweisempfindlichkeit gegenüber speziellen Störfällen liefert dieses extrapolierte SNR 300 Neutronenrauschen wertvolle Hinweise.

8.2 Empfindlichkeitsstudien zu wichtigen möglichen Anwendungen des Neutronenrauschens

8.2.1 Zeitliche Veränderungen der Coregeometrie

Dynamische Bowingeffekte, zeitveränderliche Verlagerungen und Gleitungen der Brennelemente und Regelstäbe innerhalb der Kernverspannung sowie Schwingungen von Corekomponenten u.ä. werden unter dem Begriff "zeitliche Veränderungen der Coregeometrie" zusammengefaßt. Die Frequenzen, mit denen diese Geometrieveränderungen auftreten können, liegen im Bereich von 10^{-3} Hz bis 10^3 Hz (s. Abb. 3). Die Berechnung der zugehörigen Reaktivitätsfluktuationen ist im allgemeinen nicht mit den Methoden der Störungstheorie möglich, da das Flußprofil durch die Bewegung selbst beeinflußt werden kann. Dieses Problem, das für thermische Reaktoren z.B. in / 77,78 / untersucht wurde, wird deutlich am Beispiel der radialen Schwingungen eines Absorbers mit der Frequenz f_A in einem globalen Flußprofil. Bei Schwingungen des Absorbers mit geringer Frequenz wird dessen lokales Flußprofil den Bewegungen folgen können; die Berechnung des zugehörigen Reaktivitätsbeitrags ist nur mit Kritikalitätsrechnungen möglich. Schwingt hingegen der Absorber bei so hohen Frequenzen, daß das lokale Flußprofil den Bewegungen nicht mehr folgen kann, so sind die Voraussetzungen für die Anwendbarkeit der Störungstheorie erfüllt. Bei der Berechnung des Reaktivitätsbeitrags durch Regelstabvibrationen an thermischen Reaktoren wurde entweder versucht, durch Verwendung der adiabatischen Näherung die

Gültigkeit von Ergebnissen aus Kritikalitätsrechnungen auch bei höheren Frequenzen zu erreichen /79/ oder es wurde angenommen /78/, daß für Frequenzen $f_A > f_\alpha = \beta/2\pi l$ die Störungstheorie anwendbar ist. Eine allgemein formulierte Aussage zum Frequenzbereich, in dem einer dieser beiden Ansätze anwendbar ist, liegt nicht vor.

Bei schnellen Reaktoren treten lokale Flußinhomogenitäten nur in stark abgeschwächter Form auf, so daß hier die durch Veränderungen der Coregeometrie bedingten Reaktivitätseffekte u.U. mit Hilfe der Störungstheorie richtig berechnet werden können. Zur Überprüfung dieser Annahme wurden die Ergebnisse von Kritikalitäts-¹⁾ und Störungsrechnungen verglichen, die bei der Bewegung des Absorbervolumens V_A eines inneren Regelstabes des SNR 300 erhalten wurden²⁾. Da der Unterschied lediglich 6 % beträgt (Abb. 53), kann näherungsweise im gesamten Frequenzbereich die Störungstheorie zur Berechnung des Reaktivitätsbeitrags durch die radialen Regelstabvibrationen verwendet werden. Da die Regelstäbe für die ausgeprägtesten Flußinhomogenitäten verantwortlich sind, ist die Störungstheorie vermutlich auch zur Berechnung des Reaktivitätsbeitrages in Verbindung mit jeder anderen zeitlichen Veränderung der Coregeometrie anwendbar.

Die Empfindlichkeit, mit der Regelstabbewegungen nachgewiesen werden können, wird demonstriert durch folgendes Beispiel: wird in der Core-mitten-Ebene ein Absorbervolumen von $0,5 \text{ cm}^3$ radial bewegt³⁾, dann bewirkt dies einen Reaktivitätsbeitrag von $0,1 \text{ \textcent}$ (Abb. 53). Derartig "große" Reaktivitätsfluktuationen sind, wie die nachfolgenden Betrachtungen zeigen, gegen das zuvor abgeschätzte SNR 300 Rauschen im gesamten Frequenzbereich oberhalb $f_{g,Rk}$ nachweisbar.

1) eindimensionale 26 Gruppen Diffusionsrechnung

2) Für $V_A < 4 \text{ cm}^3$ ist die Kritikalitätsrechnung zu ungenau

3) dieses Volumen entspricht der Bewegung eines axialen Absorber-segments mit einer Länge von etwa 10 mm um das aus konstruktiven Gründen erforderliche radiale Spiel von 0,5 mm.

8.2.2 Nachweis von Natriumsieden

Die Nachweisempfindlichkeit für lokales und integrales Natriumsieden am SNR 300 kann mit der in /19/ angegebenen Methode unter gewissen Voraussetzungen an den zeitlichen Ablauf der Siedevorgänge mit dem zuvor extrapolierten SNR 300 Untergrundrauschen wie folgt abgeschätzt werden: innerhalb von 3 s sind oszillatorische Reaktivitätskomponenten ρ_{os} mit Effektivwerten von 0,1 $\%$ bei einer Frequenzunschärfe von $\Delta f = \pm 1$ Hz nachweisbar (integrales Sieden); innerhalb von 240 s und $\Delta f = \pm 2$ Hz kann lokales Sieden mit $\rho_{os} = 0,004$ $\%$ noch nachgewiesen werden. Die statistische Nachweissicherheit in beiden Fällen ist 99 %, die Fehlalarmwahrscheinlichkeit 0,1/Jahr. Die Verwendung der SNR 300 Voidkoeffizienten ergab, daß für den Fall des lokalen Natriumsiedens bei ähnlichen Nachweisbedingungen wie zuvor eine Natriumblase ¹⁾ von 100 cm^3 in mehr als 90 % des gesamten Corevolumens dieses Reaktors nachweisbar ist /80/.

9. Zusammenfassung

Die Analyse des Neutronenrauschens der KNK I wurde im Frequenzbereich von 10^{-3} Hz bis 10^3 Hz erstmals mit allen derzeit bekannten Methoden zur Identifikation von Rauschquellen durchgeführt, die in einem systematischen Ansatz zusammengefaßt wurden. Die mit diesem Ansatz analysierten Rauschmessungen an der KNK I, die über einen Zeitraum von 18 Monaten bei verschiedenen Anlagenzuständen unter Verwendung einer Vielzahl von Meßsignalen vorgenommen wurden, ergaben die folgenden, als wesentlich erachteten Resultate:

1) Für Blasenvolumen $< 100 \text{ cm}^3$ wurde bei SNR 300 typischen Siedeexperimenten /31/ kein Abdampfen des Natriumrestfilms bzw. keine starken lokalen Temperaturüberhitzungen des Claddings festgestellt.

- (1) Beiträge zum Neutronenrauschen, die auf das Abschwächungsrauschen zurückzuführen sind, wurden nicht beobachtet; einige Peaks im Signal eines erstmals an diesem Reaktortyp eingesetzten In-Core Neutronendetektors sind durch dessen Bewegungen im Flußgradienten bedingt. Wie bei anderen natriumgekühlten Reaktoren auch, wurden Peaks im Frequenzbereich von 1 Hz bis 20 Hz gefunden, die durch Schwingungen von Regelstäben bedingt sind. Oberhalb von 20 Hz trägt nur noch das Nachweisrauschen zum Neutronenrauschen bei.
- (2) Mit verschiedenen Verfahren wurde - in Abhängigkeit von der Reaktorleistung - die Entkopplungsfrequenz **für** die externen Rückkopplungen einschließlich der nichtlinearen Reaktorregelung bestimmt. Die Kenntnis dieser Entkopplungsfrequenz ist von Bedeutung sowohl für die Analyse von Rauschmessungen als auch für die Funktion von Reaktivitätsmetern, da die quantitativ zu bestimmenden Reaktivitätsänderungen im Frequenzbereich unterhalb der Entkopplungsfrequenz durch externe Rückkopplungen, wie z.B. die Reaktorregelung, beeinflusst werden.

Obgleich Rauschmessungen an Leistungsreaktoren immer bei geregelter Leistungsbetrieb durchgeführt werden, wurde dieser Einfluß bisher bei der Analyse derartiger Messungen nicht berücksichtigt.
- (3) Entgegen den bisherigen Vermutungen zu den Ursachen des Neutronenrauschens an natriumgekühlten Reaktoren bewirken die Fluktuationen von Kühlmitteldurchsatz und Eintrittstemperatur bei allen Reaktorleistungen keinen wesentlichen Beitrag zum Neutronenrauschen. Von den quantitativ identifizierten Rauschquellen verursachen die schrittweisen Bewegungen des Regelstabes den größten Beitrag zum Neutronenrauschen.
- (4) Bei Teillast des Reaktors sind bis zu 70 % des Reaktivitätsrauschens auf den Beitrag der zuvor angegebenen Rauschquellen zurückzuführen;

bei Nennleistung reduziert sich der quantitativ identifizierte Anteil auf durchschnittlich 10 % bis 20 %. Bei Teillast bilden sich deutlich die Grenzyklen des Systems "instabiler Reaktor / nichtlinearer Regler" aus; Regelstabbewegungen werden überwiegend zur Stabilisierung des Reaktors vorgenommen. Bei Nennleistung dagegen kompensiert die Reaktorregelung Reaktivitätsfluktuationen, deren Ursachen bisher unbekannt waren.

- (5) Auf zeitabhängige, thermische Verbiegungen von Corekomponenten als Ursache der unbekanntes Reaktivitätsrauschquelle wurde aus den folgenden Gründen geschlossen:
- andere mögliche Ursachen können weitgehend aufgrund der bei der Analyse erhaltenen Ergebnisse ausgeschlossen werden.
 - mit zunehmender Leistung werden die Temperaturgradienten und damit - wie anzunehmen ist - auch deren zeitliche Änderungen größer. Die gemessene Leistungsabhängigkeit der unbekanntes Reaktivitätsrauschquelle stimmt mit dieser erwarteten Tendenz überein.
 - beim SRE-Reaktor wurden derartige Effekte nachgewiesen.
- (6) Das diesen Ursachen zugeschriebene Reaktivitätsrauschen ist weder mit linearen noch mit einem verwendeten nichtlinearen Analyseverfahren mit anderen Zustandsgrößen des Reaktors ursächlich korrelierbar. Nur durch Messung und Analyse des Neutronenrauschens mit dem Syntheseansatz bei Berücksichtigung der externen Rückkopplungen konnten diese Reaktivitätsfluktuationen festgestellt und deren Ursache qualitativ identifiziert werden.
- (7) Der Anlagenzustand beeinflusst typisch das Neutronenrauschen; bei gleichem Anlagenzustand und geringen Abbranddifferenzen ist dieses in einem großen Frequenzbereich gut reproduzierbar. Damit wurde die Grundvoraussetzung für die Bildung von "normalen" Referenzmustern überprüft.

Zur Eingrenzung der Unsicherheit hinsichtlich des zu erwartenden "normalen" SNR 300 Rauschens sowie zur Abkürzung der Lernphase der Referenzmuster wurde unter Verwendung der an der KNK I gefundenen Ergebnisse und durch Berechnung der reaktordynamischen Übertragungsfunktionen des SNR 300 versucht, das zu erwartende Neutronenrauschen dieses Reaktors zu bestimmen. Dabei wurde folgendes ermittelt:

- (1) Das erwartete "normale" SNR 300 Neutronenrauschen wird für Frequenzen $f \approx 1$ Hz bei sehr konservativen Annahmen nicht größer sein als das der KNK I. Für Frequenzen oberhalb von 1 Hz ist zu erwarten, daß insbesondere parallellußinduzierte Schwingungen von Regel- und Brennstäben deutlicher als an der KNK I das Neutronenrauschen beeinflussen.
- (2) Durch Vergleich der Ergebnisse von Reaktivitäts- und Störungsrechnungen wurde nachgewiesen, daß im interessierenden Frequenzbereich die Störungstheorie mit ausreichender Genauigkeit zur Berechnung des Reaktivitätsbeitrags durch Regelstabvibrationen verwendet werden kann.
- (3) Die Untersuchungen zur Nachweisempfindlichkeit von Regelstabbewegungen und lokalem Natriumsieden ergaben bei Verwendung des konservativ extrapolierten SNR 300 Neutronenrauschens und den angegebenen Nachweisparametern die folgenden Resultate:
 - geringfügige radiale Bewegungen (etwa 0,3 mm) eines 10 mm langen Absorberabschnitts in Coremittenebene sind nachweisbar.
 - lokales Natriumsieden mit einem maximalen Blasenvolumen von 100 cm^3 ist in mindestens 90 % des gesamten SNR 300 Corevolumens nachweisbar.

Zusammenfassend ergeben sich demnach die folgenden praktischen Anwendungen für die Analyse des Neutronenrauschens an natriumgekühlten Leistungsreaktoren:

Nur durch die Messung und Analyse des Neutronenrauschens können Reaktivitätsfluktuationen erfaßt werden, als deren Ursache zeitabhängige Temperaturgradienten im Core anzusehen sind. Die Diagnose eines abnormalen Verhaltens dieser und anderer Reaktivitätsrauschquellen ist möglich, da das Neutronenrauschen bei gleichem Anlagenzustand und zumindest geringen Abbranddifferenzen reproduzierbar ist. Weiterhin ist das Neutronenrauschen besonders geeignet zum empfindlichen Nachweis von Regelstabvibrationen bzw. der Überwachung der mechanischen Coreintegrität sowie zum Nachweis von Natriumsieden. Schließlich kann es auch noch zur prinzipiellen Untersuchung der Wirkungsweise der Reaktorregelung und der Bestimmung der Entkoppelungsfrequenz sowie zur Überwachung der Funktion des Regelstabantriebs verwendet werden. Dabei sollte nochmals betont werden, daß diese Anwendungen lediglich die Messung des inhärenten, betriebsbedingten Neutronenrauschens erfordern und somit keinerlei Eingriff in den normalen Leistungsbetrieb des Reaktors notwendig ist.

Im Hinblick auf die Entwicklung eines Diagnosesystems für natriumgekühlte Reaktoren und speziell für den SNR 300, das auf der Analyse des Neutronenrauschens basiert, sind die hier gefundenen Ergebnisse von entscheidender Bedeutung, da sie sowohl Nutzen als auch Anwendbarkeit dieser Methode im Sinne der Verbesserung von Sicherheit und Verfügbarkeit für diesen Reaktortyp demonstrieren.

Anhang I: Analysetechnik

Die Berechnung der SLD und KSD und der daraus abgeleiteten Größen wurde mit dem Digitalssystem NOASYS /59/ nach der "direkten Methode" /A1/ vorgenommen (Abb. A1): die vom Bandgerät BG erhaltenen Rauschsignale (allg.: $x(t)$, $y(t)$) wurden mit der Frequenz f_s bzw. in Zeitintervallen $\Delta t = 1/f_s$ abgetastet. Aus jeweils PZ aufeinanderfolgenden zeitdiskreten Signalwerten $x_m = x(m\Delta t)$, $y_m = y(m\Delta t)$ wurden durch Fouriertransformation in Zeitabständen $T_B = PZ \Delta t$ die Fourierkoeffizienten bei den Frequenzen

$$f_n = n\Delta t, \quad n = 0, 1, \dots, PZ/2 \quad (A1)$$

mit der Frequenzauflösung

$$\Delta f = f_s / PZ \quad (A2)$$

berechnet. Die Fourierkoeffizienten sind i.a. komplexe Zahlen mit jeweils PZ/2 Real- und Imaginärteilen; aus ihnen berechnet sich Real- und Imaginärteil der KSD durch konjugiert komplexe Multiplikationen. Zur Bestimmung eines Frequenzspektrums müssen - um eine bestimmte statistische Genauigkeit zu erreichen - insgesamt N statistisch unabhängige Signalstücke der Dauer T_B in dieser Art verarbeitet werden und schließlich die insgesamt N Real- und Imaginärteile arithmetisch gemittelt werden.

Die gesamte Analysezeit T_A zur Berechnung von PZ/2 Punkten des Frequenzspektrums ist

$$T_A = N T_B = N \frac{PZ}{f_s} \quad (A3)$$

Diese muß kleiner als die Meßzeit T_M der Rauschmessung sein.

Da sich hier die stochastischen Kenngrößen - wie z.B. die in Abb. A1 dargestellte SLD S_i - in Amplitude und/oder Frequenz über mehrere Dekaden erstreckten, mußte, wegen des begrenzten Auflösungsvermögens des Fourier-Systems, der zuvor beschriebene Vorgang für jede Rauschaufnahme mehrere Male mit unterschiedlicher Samplefrequenz f_s wiederholt werden; d.h. das gesamte Frequenzspektrum wurde aus einzelnen Teilstücken zusammengesetzt. Zur Erzielung einer optimalen Aussteuerung der Analog/Digital Wandler des Fourier-Systems wurden bei jedem Meßlauf die Eckfrequenzen f^+ und f^- der Hoch- bzw. Tiefpaßfilter sowie die Verstärkungsfaktoren V_{FS} in jedem der einzelnen Meßkanäle (max. 4) verändert.

Die gemessenen stochastischen Kenngrößen wurden auf Magnetplatte gespeichert; ihre graphische Gesamtdarstellung mit speziell entwickelten Zeichenprogrammen erfolgte durch Zusammensetzung der einzelnen Teilstücke, die bei einem Analyselauf erhalten wurden. Dabei wurden berücksichtigt:

- die gesamten Verstärkungsfaktoren;
- die bei Aufnahme und Analyse verwendeten Filter;
- die Gleichanteile der Signale bzw. die Empfindlichkeiten.

Die Ergebnisse, die mit dieser sehr zeitaufwendigen Meßtechnik erhalten wurden, stimmen sehr gut mit den Ergebnissen überein, die mit einem daraufhin neu entwickelten Verfahren bestimmt wurden /A2/. Diese neue Analysetechnik kann derzeit zwar On-Line nur zur Verarbeitung des Frequenzbereichs von 10^{-3} Hz bis 10^2 Hz mit einer relativen Frequenzauflösung $\Delta f/f < 10\%$ und einem Analysekanal angewandt werden, bedingt jedoch in diesen Fällen eine wesentliche Reduktion des Aufwandes. Für die Untersuchung mehrerer Signale im gesamten Frequenzbereich von $10^{-3} \dots 10^3$ Hz muß weiterhin die oben beschriebene Analysetechnik verwendet werden.

Anhang II: Fehlerrechnung

II.1 Allgemeine Fehlerbetrachtungen

Fehler bei der Messung und Bestimmung der in dieser Arbeit betrachteten stochastischen Kenngrößen können in folgenden Fällen auftreten:

1. die grundsätzlichen Voraussetzungen (stationärer stochastischer Prozeß) sind nicht erfüllt;
2. die Verarbeitung der Signale erfolgt blockweise und zeitdiskret;
3. die Analysezeit T_A ist endlich;
4. die Normierungsgrößen (Gleichanteile, Verstärkungsfaktoren, Empfindlichkeiten) und die Übertragungsfunktionen der Meßketten sind nicht genau bekannt;
5. die verwendeten reaktordynamischen Übertragungsfunktionen G, H sind nicht genau bekannt.

Ein systematischer Fehler infolge des Einflusses der externen Rückkopplungen kann für $f > 0,03$ Hz ausgeschlossen werden (s. Kapitel 6.3).

zu 1.: Bei der graphischen Darstellung der wichtigsten Rauschsignale im Zeitbereich wurden keine instationären Vorgänge beobachtet. Die gemessenen Verteilungsfunktionen (1. Momente) der Amplitudenschwankungen zeigten keine wesentlichen Abweichungen gegenüber einer Gaußverteilung.

zu 2.: Nach /A3/ können bei der zeitdiskreten blockweisen Verarbeitung der stochastischen Signale die ersten Frequenzpunkte eines Blockes mit Fehlern behaftet sein. Da jedoch - um einen Einfluß der Filter auszuschließen - ohnehin nur jeweils der Frequenzbereich $2 f^+ \lesssim f \lesssim 0,5 f^-$ zur weiteren Auswertung herangezogen wurde, ist ein Fehler aufgrund dieser speziellen Verarbeitung der Daten nicht zu erwarten.

zu 3.: Die statistischen Meßfehler infolge der endlichen Analysezeit T_A bzw. der endlichen Zahl der gemittelten Blöcke N sind in /80/ angegeben:

Ist a die gemessene Kenngröße eines stochastischen Prozesses $x(t)$, $y(t)$, dann berechnet sich deren Biasfehler,¹⁾ Varianz, relativer quadratischer Fehler und relativer Fehler nach folgenden Vorschriften:

$$\text{bias } (a) = \bar{a} - \hat{a} \quad (\text{A4})$$

$$\text{VAR } (a) = \overline{a^2} - \bar{a}^2 \quad (\text{A5})$$

$$\text{RQF } (a) = \text{VAR}(a)/\bar{a}^2 \quad (\text{A6})$$

$$\text{RF } (a) = \sqrt{\text{RQF } (a)} \quad (\text{A7})$$

Dabei ist:

\bar{a} = Erwartungswert für a infolge der endlichen Analysezeit T_A
 \hat{a} = theoretischer Wert für a (bei $T_A \rightarrow \infty$)

Die Berechnung dieser Fehler in Abhängigkeit von N wurde für die benötigten Kenngrößen mit den in /80/ zusammengestellten Gleichungen vorgenommen.

Für die häufig verwendete Kohärenzfunktion wird im folgenden noch der Begriff der Vertrauensgrenze näher erläutert. Weisen die Signale $x(t)$, $y(t)$ die theoretische Kohärenz $\hat{\gamma}$ auf, so werden die Meßwerte der Kohärenz $\gamma_{x,y}$ um ihren Erwartungswert $\bar{\gamma}_{x,y}$ schwanken; die Vertrauensgrenzen $(\bar{\gamma}_{x,y})_{\hat{\gamma}}^{\pm\sigma}$, die durch die Varianz dieser Schwankungen bestimmt sind, berechnen sich folglich nach

$$(\bar{\gamma}_{x,y})_{\hat{\gamma}}^{\pm\sigma} = \hat{\gamma}_{x,y} + \text{bias}(\gamma_{x,y})_{\hat{\gamma}}^{\pm} \pm \sqrt{\text{VAR}(\gamma_{x,y})_{\hat{\gamma}}} \quad (\text{A8})$$

1) systematischer statistischer Fehler

- zu 4.: Während der Betriebsdauer der KNK I wurden mehrfach Nullpunkt-korrekturen der Neutronenflußinstrumentierung vorgenommen (s. Abb. 13), was jeweils eine Änderung des Gleichanteils der Meßsignale zur Folge hatte. Durch Verwendung der Reaktorleistung P_0 (Fehler $< \pm 3 \%$) als Bezugsgröße für die Ermittlung der "richtigen" Gleichanteile konnte - trotz dieser Korrekturen - ein Normierungsfehler bei der Bildung von S_i von weniger als $\pm 10 \%$ erreicht werden. Verstärkungsfehler - insbesondere bei Aufnahme und Wiedergabe der Rauschsignale vom Bandgerät - wurden durch Verwendung bzw. Aufzeichnung von Referenzspannungen weitgehend vermieden. Der Frequenzgang der verwendeten Filter und Verstärker wurde experimentell bestimmt.
- zu 5.: Die Übertragungsfunktion H wurde im Frequenzbereich von 0,004 Hz bis 0,4 Hz überprüft /60/; für diese Frequenzen ist der Fehler von $|H|$ bei allen Leistungsstufen kleiner als 10 %, der Phasenfehler ist kleiner als $\pm 15^\circ$. Ähnliche Fehler sind für die Übertragungsfunktionen G zu erwarten. Zur Berechnung der "Synthesegrößen" (z.B. nach Gl. 100 ... 105) müssen die gemessenen SLD geglättet und die SLD der Rauschquellen den logarithmisch dargestellten Funktionen (die steile Gradienten aufweisen) entnommen werden; der hierdurch bedingte Ablesefehler beträgt etwa 10 %.

II.2 Spezielle Fehlerrechnungen

(A) Vertrauensgrenzen der Kohärenz

Mit den in Abb. 30 bzw. Abb. 35 eingetragenen Werten N wurden nach Gl. (A8) mit den in /80/ angegebenen Fehlerformeln die Vertrauensgrenzen für unkorrelierte Signale (d.h. $\hat{\gamma} = 0$) berechnet und in diese Abbildungen eingetragen.

(B) Vergleich von H^{in} mit H

Der Fehler bei der quantitativen Bestimmung von S_{ρ_h} entsprechend Gl. (72) ist in dem Frequenzbereich, in dem $H \approx H_0 = 1$ gilt ($f \approx 0,5$ Hz), nur abhängig vom statistischen Bias-Fehler $\text{bias}(|H^{\text{in}}|)$. Für den Fehler bei der Bestimmung von $f_{g,Rk}$ entsprechend Kapitel 6.3.4 sowie den Fehler bei der Berechnung des Gütequotienten q_p entsprechend Gl. (112) wird weiterhin der relative Fehler $\text{RF}(|H^{\text{in}}|)$ sowie der Phasenfehler $\text{PF}(\varphi_H^{\text{in}})$ benötigt.

Der relative Bias-Fehler wurde abgeschätzt mit:

$$\text{bias}(|H^{\text{in}}|) / H \approx \text{bias}(\hat{\gamma}_{\rho_h, i}) \frac{S_i}{S_{\rho_h}} / H \cdot 100 \text{ [\%]} \quad (\text{A9})$$

In Tab. A1 sind die relevanten Zahlenwerte zusammengestellt; diese wurden auch zur Berechnung von $\text{RF}(|H^{\text{in}}|)$ und $\text{PF}(\varphi_H^{\text{in}})$ verwendet. Der Bias-Fehler bei der Bestimmung von S_{ρ_h} ist demnach praktisch vernachlässigbar; infolge von Normierungsungenauigkeiten können die in Abb. 29 dargestellten Funktionen einen systematischen Fehler von max. ± 10 % aufweisen. Für die Abschätzung des Fehlers bei der Bestimmung von q_p muß neben dem relativen Fehler $\text{RF}(|H^{\text{in}}|)$ noch der Ablesefehler von max. 10 % berücksichtigt werden, so daß insgesamt ein maximaler Fehler von 35 % bei der Bestimmung von q_p möglich ist.

(C) Grenzen nachweisbarer Reaktivitätsfluktuationen

Die in Abb. 41 eingetragenen Funktionen $(S_i^-)_{\hat{\gamma}=0}$ und $\text{bias}(|S_{i_1, i_2}|)_{\hat{\gamma}=0}$ wurden berechnet nach Gl. (44) und der folgenden Gleichung:

$$\text{bias}(|S_{i_1, i_2}|)_{\hat{\gamma}=0} = \text{bias}(\gamma_{i_1, i_2})_{\hat{\gamma}=0} \sqrt{S_{i_1} S_{i_2}} \quad (\text{A10})$$

Die zur Auswertung dieser Gleichungen benötigten Größen S_i und N sind Abb. 40 bzw. Abb. 41 zu entnehmen; die Werte $\text{bias}(\gamma_{i_1, i_2})_{\hat{\gamma}=0}$ wurden wiederum nach den in /80/ angegebenen Gleichungen berechnet.

Anhang III Zusammenstellung der Eingabedaten für die Berechnung
der reaktordynamischen Übertragungsfunktionen des SNR 300

Die zur Berechnung der reaktordynamischen Übertragungsfunktionen des SNR 300 verwendeten Eingabedaten für das Programmsystem "HETRA" /67/ sind auf den folgenden Seiten zusammengestellt; die berechneten SNR 300 Übertragungsfunktionen wurden in Abb. 14 bis Abb. 19 gemeinsam mit den Übertragungsfunktionen der KNK I dargestellt.

Für die Isotopenzusammenstellung und die Reaktivitätskoeffizienten wurden die Daten des frischen Cores verwendet / A 4 /. Nicht berücksichtigt wurden bei diesen vorläufigen Rechnungen die Zonen 5 und 8 (lower and lateral plenums), die Zone 7 (static sodium between core and shroud) sowie die Zone 9 (radial reflector); es wird erwartet, daß deren Einfluß auf die Übertragungsfunktionen geringfügig ist.

1. NUCLEAR DATA

ISOTOP MISCH

GROUP	BETA	LAMBDA(1/SEC)	AI= BETAI/BETA
1	7.4519994E-05	1.2910001E-02	2.4969589E-02
2	6.6569005E-04	3.1330001E-02	2.2305435E-01
3	5.5505009E-04	1.3494998E-01	1.8598193E-01
4	1.0819000E-03	3.4415001E-01	3.6251479E-01
5	4.5676995E-04	1.3720999E+00	1.5305096E-01
6	1.5050000E-04	3.7723999E+00	5.0428391E-02

PROMPT NEUTRON LIFETIME L(SEC)= 3.793000E-07

BETA= 2.984430E-03

2. ZONE 1: CORE

A. GEOMETRY

LENGTH (CM)	L1= 95.00000
NUMBER OF FUEL PINS	N1= 25519
COOLANT CROSS SECTION ASSOCIATED TO A FUEL PIN (CM**2)	S1= 0.28360
COOLANT FLOW PERCENTAGE IN CORE	DELTA1= 0.86100
INNER FUEL CLADDING RADIUS (CM)	R1BI= 0.26200
OUTER FUEL CLADDING RADIUS (CM)	R1BE= 0.30000
HYDRAULIC DIAMETER(CM)	DE= 0.59800

B. FUEL

TOTAL MASS OF FUEL(GR) M1A= 5.810000E+06

SPECIFIC HEAT CAPACITY COEFFICIENTS:

CHI1 (WATT SEC / K G)	=	2.900000E-01
CHI2 (WATT SEC / K**2 G)	=	3.159999E-05
CHI3 (WATT SEC K**3 / G)	=	-9.120000E+02

THERMAL CONDUCTIVITY(WATT/CM K):
TA(K) = 5.450000E+03
C(CM/WATT K) = 6.750000E-06

WEIGHTING FACTOR FOR TETA10

GW= 1.00
CIAMT= 1.0

FUEL/CLADDING HEAT TRANSFER COEFFICIENT:

A0(WATT/CM**2 K) = 0.100000E+01
A1(CM/K) = 0.0
A2(CM**4/WATT K)= 0.0
A3(CM**7/WATT**2 K)= 0.0
B1(WATT/CM K) = 0.0

PERCENTAGE OF POWER ALFA1A = 0.920000E+00

ETA:RATIO CLADDING TO FUEL THERMAL EXPANSION COEFFICIENTS 0.160000E+01

C. CLADDING

DENSITY (GR/CM**3)
SPECIFIC HEAT CAPACITY (WATT SEC/K GR)
THERMAL CONDUCTIVITY (WATT/CM K)

ROI1B= 7.84000
CHI1B= 0.52000
LAMBDA1B= 0.21000

D. CORE STRUCTURE 1ST MATERIAL

TOTAL MASS (GR)
SPECIFIC HEAT CAPACITY (WATT SEC/K GR)
TIME CONSTANT (SEC)
PERCENTAGE OF POWER
(T1C0 - TETA10)MAX=

M1C= 1.170000E+06
CHI1C= 0.52000
TAU1C= 1.00000
ALFA1C= 0.01500
35.00000

E. CORE STRUCTURE 2ND MATERIAL

TOTAL MASS (GR)
SPECIFIC HEAT CAPACITY (WATT SEC/K GR)
TIME CONSTANT (SEC)
PERCENTAGE OF POWER
(T1D0 - TETA10)MAX=

M1D= 0.0
CHI1D= 0.0
TAU1D= 0.0
ALFA1D= 0.0
0.0

TIME CONSTANTS FOR BOWING EFFECTS:
CORE COOLANT INLET TEMPERATURE (SEC)
CORE COOLANT TEMPERATURE RISE (SEC)

TAUF= 0.0
TAUIG= 0.0

F. COOLANT

DENSITY (GR/CM**3)
SPECIFIC HEAT CAPACITY (WATT SEC/K GR)
THERMAL CONDUCTIVITY (WATT/CM K)
NUSSELT NUMEER

ROE= 0.84500
CHIE= 1.27500
LAMBDAE= 0.69000
NU= 10.00000

G. REACTIVITY COEFFICIENTS:

FUEL (C/K)
CLADDING (C/K)
COOLANT (C/K)
STRUCTURE FIRST MATERIAL (C/K)
STRUCTURE SECOND MATERIAL (C/K)
BOWING COEFFICIENT/CM COOLANT INLET TEMPERATURE (C/K)
BOWING COEFFICIENT/CM CORE COOLANT TEMPERATURE RISE(C/K)

CIA= -9.119999E-02
CIB= 1.550000E-02
CIE= 4.8999999E-02
CIC= 9.300001E-03
CID= 0.0
CIF= 0.0
CIG= 0.0

H. REACTIVITY CORRECTION COEFFICIENTS:

FUEL (C/K)
CLADDING (C/K)
COOLANT (C/K)
STRUCTURE FIRST MATERIAL (C/K)
STRUCTURE SECOND MATERIAL (C/K)

BIA= 0.0
BIB= 1.000000E+00
BIE= 1.000000E+00
BIC= 1.000000E+00
BID= 1.000000E+00

3. ZONE 2: LOWER AXIAL BLANKET

LENGTH (CM)
MASS (G)
SPECIFIC HEAT CAPACITY (WATT SEC/G K)
TIME CONSTANT (SEC)
BLANKET REACTIVITY COEFFICIENT (C/K)
COOLANT REACTIVITY COEFFICIENT (C/K)
PERCENTAGE OF POWER
MAXIMAL DIFFERENCE BETWEEN BLANKET AND COOLANT AVERAGE TEMPERATURE (K)

L2= 40.00000
M2A= 2.660000E+06
CHI2A= 2.900000E-01
TAU2A= 4.000000E-01
C2A= -1.670000E-02
C2E= -3.400000E-02
ALFA2A= 1.300000E-02
15.00000

4. ZONE 3: UPPER AXIAL BLANKET

LENGTH (CM)	L3= 40.00000
MASS (G)	M3A= 2.660000E+06
SPECIFIC HEAT CAPACITY (WATT SEC/G K)	CHI3A= 2.900000E-01
TIME CONSTANT (SEC)	TAU3A= 4.000000E-01
BLANKET REACTIVITY COEFFICIENT (C/K)	C3A= -8.299999E-03
COOLANT REACTIVITY COEFFICIENT (C/K)	C3E= -3.400000E-02
PERCENTAGE OF PCWER	ALFA3A= 1.300000E-02
MAXIMAL DIFFERENCE BETWEEN BLANKET AND COOLANT AVERAGE TEMPERATURE (K)	15.00000

5. ZONE 4: RADIAL BLANKET

A. GEOMETRY

LENGTH (CM)	L4= 175.0000
NUMBER OF PINS	N4= 30030.
COOLANT CROSS SECTION ASSOCIATED TO ONE PIN(CM**2)	S4= 0.3500

B. BLANKET

MASS (G)	M4A= 8.870000E+06
SPECIFIC HEAT CAPACITY (WATT SEC/G K)	CHI4A= 0.29000
TIME CONSTANT (SEC)	TAU4A= 0.40000
BLANKET REACTIVITY COEFFICIENT (C/K)	C4A= -0.04160
PERCENTAGE OF POWER	ALFA4A= 0.04100
MAXIMAL DIFFERENCE BETWEEN BLANKET AND COOLANT AVERAGE TEMPERATURE (K)	*****

C. STRUCTURE MATERIAL

MASS (G)	M4B= 5.870000E+06
SPECIFIC HEAT CAPACITY (WATT SEC/G K)	CHI4B= 0.52000
TIME CONSTANT (SEC)	TAU4B= 0.00400
BLANKET REACTIVITY COEFFICIENT (C/K)	C4B= -0.00913
PERCENTAGE OF PCWER	ALFA4B= 0.00006
MAXIMAL DIFFERENCE BETWEEN AVERAGE CORE STRUCTURE AND COOLANT TEMPERATURE (K)	30.00000

D. COOLANT

REACTIVITY COEFFICIENT (C/K)

C4E= -0.02700

6. ZONE 5 AND 8: LOWER AND LATERAL PLENUMS

MAXIMAL TIME DELAY (SEC)

T85= 0.0

TIME CONSTANT FOR THE MATERIALS (SEC)

TAU85= 0.0

GRID PLATE TIME CONSTANT (SEC)

TAU5A= 0.0

COOLANT REACTIVITY COEFFICIENT IN THE LATERAL PLENUM (C/K) C8E= 0.0

COOLANT REACTIVITY COEFFICIENT IN LOWER PLENUM (C/K)

C5E= 0.0

GRID PLATE REACTIVITY COEFFICIENT (C/K)

C5A= 0.0

COOLANT TEMPERATURE IN THE LATERAL PLENUM (K)

TETA80= 0.0

7. ZONE 7: STATIC SODIUM BETWEEN CORE AND SHROUD

SODIUM REACTIVITY COEFFICIENT(C/K)

C7E= 0.0

DIFF STATIC NA AND LAT PLENUM TEMP/DIFF AV COOL CORE AND LAT PLENUM TEMP ALFA17= 0.0

TIME CONSTANT FOR MATERIAL BETWEEN CORE AND STATIC NA TAU17= 0.0

TIME CONSTANT FOR MATERIAL BETW LATERAL PLENUM AND STATIC NA TAU87= 0.0

8. ZONE 9: RADIAL REFLECTOR

AVERAGE COOLANT TEMPERATURE (K)

TETA90= 0.0

MAXIMAL TEMP DIFFERENCE BETWEEN REFLECTOR AND COOLANT

= 0.0

REFLECTOR TIME CONSTANT (SEC)

TAU9A= 0.0

REACTIVITY COEFFICIENT (C/K)

C9A= 0.0

PERCENTAGE OF POWER

ALFA9A= 0.0

MAXIMAL TOTAL POWER (WATT)

PMAX= 7.180001E+08

MAXIMUM COOLANT FLOW (CM**3/SEC)

NUMAX= 3.890000E+06

Referenzen

- /1/ Seifritz W., Stegemann D.:
Reactor-Noise Analysis. Atomic Energy Review, 9 (1971) Nr. 1
- /2/ NEACRP-Specialists Meeting on Reactor Noise, SMORN 1, Rome
(October 1974). Annals of Nuclear Energy, 2 (1975) Nr. 2-5
- /3/ Proceedings of the Second Specialists Meeting on Reactor
Noise, SMORN 2, Gatlinburg (September 1977). Progress in
Nuclear Energy, 1 (1977) Nr. 2-4
- /4/ Griffin C.W., Randall R.L.:
At-Power, Low Frequency, Reactor-Power-Spectrum Measurements
and Comparison with Oscillation Measurements. Nucl. Sci. and
Eng., 15 (1963) S. 131-138
- /5/ Menzies D.C., Bentley P.G.:
Some Studies of Noise in the Dounreay Fast Reactor. TRG-Report
(D), Risley (1964)
- /6/ Barclay F.J., Tait D.:
The Development of Noise Analysis Techniques in the Surveillance
of DFR. In /3/ (1977), S. 691-700
- /7/ Price C.C., Karvinen J.R.:
EBR II Noise Signature Analysis During Fiscal Year 1971.
Report ANL EBR-036, Argonne (1971)
- /8/ Ebert D.D.:
An Inherent Noise Analysis Investigation on the Experimental
Breeder Reactor II. Nucl. Sci. and Eng., 55 (1974) S. 470-476
- /9/ Batch M.L., Klickman A.E.:
Evaluation of Noise Analysis for the Enrico Fermi Reactor.
Report APDA-NTS-13 (1968)
- /10/ Le Guillou G., Berger R., Brunet M.:
Boiling Detection in Fast Reactors by Noise Analysis. Studies
Performed in France. In /3/ (1977), S. 409-426
- /11/ Edelmann M.:
Two On-Line Methods for Routine Testing of Neutron- and
Temperature Instrumentation of Power Reactors. Report MRR 160,
Techn. Universität München (1976) S. 413-434
- /12/ Hoppé P., Mitzel F.:
Noise Analysis Performed at the Sodium Cooled Power Reactor KNK I
for Malfunction Diagnosis and Plant Surveillance. In /3/ (1977),
S. 427-436

- /13/ Tigeot J., Le Guillou G.:
Neutron Noise Induced by Vibration on the French Phénix LMFBR.
In /3/ (1977), S. 487-496
- /14/ Edelmann M. et al.:
Die physikalischen Versuche an der KNK II. KFK-Nachrichten,
Karlsruhe 9 (1977) Nr. 3/4, S. 62-63
- /15/ De Lapparent D. et al.:
Incident Detection System and Core Surveillance for Fast
Reactors. Trans. Am. Nucl. Soc. 20 (1975) S. 556
- /16/ Häfele W.:
On the Development of Fast Breeders. Reactor Technology 13
(1969/70) Nr. 1, S. 18-35
- /17/ Wirtz K.:
Lectures on Fast Reactors. Kernforschungszentrum Karlsruhe (1973)
- /18/ Aström K.J., Eykhoff P.:
System Identifikation - A Survey, Automatica 7 (1971)
S. 123-162
- /19/ Ehrhardt J.:
Detection of Sodium Boiling in Liquid Metal Fast Breeder Reactors
by Monitoring Neutron Noise Signals for Oscillatory Components.
Nuclear Technology, 31 (1976) S. 123-132
- /20/ Wright S.A., Albrecht R.W., Edelmann M.F.:
Cross Correlation of Neutronic and Acoustic Noise Signals
from Local Boiling. In /2/ (1975), S. 367-378
- /21/ Carey W.M. et al.:
The Detection of Sodium Vapor Bubble Collapse in a Liquid Metal
Fast Breeder Reactor. In /3/ (1977), S. 437-468
- /22/ Tebbert H. et al.:
Die Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage Karlsruhe (KNK).
Atom und Strom 13 (1967) Nr. 9/10
- /23/ Wirtz K.:
Fast Reactor Development in Germany. In Proceedings of the
American Power Conference 34 (1972) und KFK 1809
- /24/ Traube K.:
Internationale Brutreaktor Entwicklung. Atomwirtschaft (Sept./
Okt. 1976) S. 471-479

- /25/ Türkcan E.:
Measurements and Analysis of Ex-Core Neutron Detector Noise of the Borssele Reactor (PWR) at Full Power. Tagungsberichte: DATF Reaktortagung Düsseldorf, 1976, 304. Bonn (März 1976)
- /26/ Seifritz W.:
Zur Analyse des Reaktorrauschens in Siedewasserreaktoren. Habilitationsschrift, Techn. Universität Hannover (1972)
- /27/ Wach D.:
Ein neues Meßmodell der Neutronenflußkreuzleistungsdichte zur Identifizierung von Rauschquellen in Leistungsreaktoren. Dissertation, Techn. Universität München (1976)
- /28/ Griffin C.W.:
Analysis of the Sodium Reactor Experiment Prompt Power Coefficient. Nucl. Sci. and Eng., 14 (1962) S. 304-311
- /29/ Keaten R.W., Gunby A.L., Carlson W.J.:
A Mathematical Model Describing the Dynamics of the SRE Core II. Report NAA-SR-8431, Canoga Park (1963)
- /30/ Woodruff R.W., Griffin C.W., Keaten R.W.:
Detecting and Eliminating Fuel Rod Bowing in the SRE. Report NAA-SR-7705, Canoga Park (1962)
- /31/ Brook A.J., Huber F., Pepler W.:
Temperature Distribution and Local Boiling Behind a Central Blockage in a Simulated FBR-Subassembly. Int. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, paper 17-2 (1976)
- /32/ Edelmann M.:
Noise and DC Balanced Outlet Temperature Signals for Monitoring Coolant Flow in LMFBR Fuel Elements. In /3/ (1977), S. 543-552
- /33/ Fry D.N., Kryter R.C., Robinson J.C.:
Analysis of Neutron-Density Oscillations Resulting from Core Barrel Motion in the Palisades Nuclear Power Plant. ORNL-TM-4570, Oak Ridge (Mai 1974) und in /2/ (1975) S. 341-351
- /34/ Thie J.A.:
Theoretical Considerations and their Application to Experimental Data in the Determination of Reactor Internals' Motion from Stochastic Signals. In /2/ (1975), S. 253-259
- /35/ Gebureck P., Singh O.P., Stegemann D.:
Experimental and Theoretical Noise Analysis Investigations in Boiling Water Reactors. In /3/ (1977), S. 187-203

- /36/ Mathis M.V. et al:
Characterisation Studies of BWR-4 Neutron Noise Analysis Spectra.
In /3/ (1977), S. 175-181
- /37/ Bendat J.S., Piersol A.G.:
Random Data Analysis and Measurement Procedures, Wiley,
Interscience, New York (1971)
- /38/ Kadlec J., Appelt K.D.:
Flow Induced Rod Vibrations of Fast Reactor Subassemblies.
Nucl. Eng. and Design, 14 (1970) S. 136-150
- /39/ Hess B.F.H. et al.:
Measurement and Analysis of Vibrational Behaviour of an SNR
Fuel Element in Sodium Flow. SMIRT III, paper D2/9, London (1975)
- /40/ Krutzik N., Schad O.:
Analytical and Experimental Vibration Analysis of BWR Pressure
Vessel Internals. SMIRT III, paper F1/1, London (1975)
- /41/ Hoshino T., Wakabayashi J.:
Calculation of Space-Dependent Reactor Transfer Function by
Few-Pole Expansion Method. J. of Nucl. Sci. and Techn., 5 (1968)
Nr. 5, S. 229-235
- /42/ Edelmann M.:
Some Considerations on Neutron Instrumentation Requirements
for Malfunction Diagnosis in Power Reactors Using Noise Analysis
Techniques. In /2/ (1975), S. 261-270
- /43/ Bansal N.K., Borgwaldt H.:
The Asymptotic Behaviour of a Critical Point Reactor in the
Absence of a Controller. KFK 2367, Karlsruhe (1976)
- /44/ Rödder P.:
Systemidentifikation mit stochastischen Signalen im geschlossenen
Regelkreis - Verfahren und Fehlerabschätzung. Dissertation
TH Aachen (1973)
- /45/ Kataoka H., Kato M.:
Identification of Transfer Function of Reactor Control System
by Noise Analysis. AEC Symp. Ser. No. 9, Florida (1966)
- /46/ Borgwaldt H.:
Neutron Noise in a Reactor with an External Control Loop.
Nukleonik 11 (1968) Nr. 2
- /47/ Vöth W.:
Investigations of the Influence of Feedback and Coupling Effects
on Neutron Noise in a Nuclear Reactor. In /2/ (1975), S. 427-435

- /48/ Shimegi N.:
Effect of Automatic Control System on Power Spectral Density
of Neutron Fluctuations. Journal of Nucl. Science and Techn.
10 (Oct. 73) Nr. 10
- /49/ Seifritz W.:
At-Power Reactor Noise Induced by Fluctuations of the Coolant
Flow. ATKE 16 (1970) Nr. 1, S. 29-34
- /50/ On-Load Surveillance of Nuclear Power Plant Components by
Noise and Vibration Analysis. EUR 5036e, Luxembourg (Mai 1975)
- /51/ Armbruster H. et al.:
Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage KNK. ATW, 18 (1973)
Nr. 2, S. 84-96
- /52/ Appleby E.R.:
Compilation of Data and Descriptions for US and Foreign LMFBRs.
HEDL-TME-75-12, Hanford (Aug. 1975)
- /53/ Richard H., Eisele R.D.:
Legende der KNK I. Kernkraftwerk Betriebsgesellschaft
Leopoldshafen (Nov. 1975)
- /54/ Höld A.:
Linear Analytical One-Dimensional Model Describing the
Frequency Response Behaviour of Shell- and Tube-Type
Counterflow Heat Exchangers ... Nucl. Eng. and Design, 26
(1974) S. 231-241
- /55/ Mochizuki K. et al.:
Development of the In-Core Neutron Detectors for the LMFBR.
Nucl. Power Plant Control and Instr. (Proc. Symp. Prague, 1973),
Vienne (1973) S. 757
- /56/ Krebs L., Weinkötz G.:
Messungen der Temperaturrauschsignale am Brennelementaustritt
zur Detektion von Kühlkanalblockaden. Int. Meeting on Reactor
Heat Transfer, paper 71, Karlsruhe (Okt. 1973)
- /57/ Rohrbacher H.A., Aberle J.:
Akustische Messungen im KNK I Reaktor. KFK 2156, Karlsruhe
(Sept. 1975)
- /58/ Blasius D., Knaak J.:
Die Kerndurchsatzmessung zur Überwachung der Primärkühlmittel-
leitung im Tank beim SNR 300. Tagungsberichte DATF Reaktor-
tagung, Düsseldorf, 1976, 307. Bonn (März 1976)

- /59/ Massier H.:
NOASYS - Ein System zur On-line Analyse von Rauschsignalen.
KFK 2585, Karlsruhe (1978)
- /60/ Hoppé P., Mitzel F.:
Berechnung, Messung und Analyse der Übertragungsfunktion
zwischen der Reaktivität und der Leistung an der KNK I.
KFK 2385, Karlsruhe (Febr. 1977)
- /61/ Richard H., Eisele R.D.:
Leistungsbestimmung der KNK. Kernkraftwerk-Betriebsgesellschaft,
Leopoldshafen (Febr. 1976)
- /62/ Richard H.,
persönliche Mitteilung
- /63/ Neuenhahn P.:
KNK - Reaktorregelung. MRR 35, München (Juni 1967)
- /64/ Röger K.D.:
Untersuchung der Reaktorregelung ohne Aufschaltung des Neutronen-
flusses als Hilfsregelgröße (Aug. 1974) unveröffentlicht
- /65/ Reuter E.:
Kernreaktor-Betriebsgesellschaft, persönliche Mitteilungen
- /66/ Eberenz K.H.:
Kernreaktor-Betriebsgesellschaft, persönliche Mitteilungen
- /67/ Caldarola L., Ferranti P., Mitzel F.:
Fast Reactor Transfer Functions with Special Reference to the
Nonlinearities and the Spatial Dependence of the Heat Transfer
Process. Nucl. Techn. 31 (Dec. 1976) S. 306-318
- /68/ Mochizuki K. et al.:
Studies to Improve the Response Time of Temperature Measurement
at the Outlet of LMFBR Fuel Subassembly. Nuclear Power Plant
Control and Instrumentation 1973 (Proc. Symp. Prague, 1973)
IAEA Vienna (1973) S. 601
- /69/ Böhner A.:
Der Dreipunktverstärker als stetiger Regler. Siemens-Zeitschrift
(Okt. 1960) Nr. 10, S. 564-569
- /70/ Böttcher W.:
Vergleich von Dreipunktreglern mit einem linearen kontinuierlichen
PI-Regler, Teil I und II, Regelungstechnik 10 (1962)
S. 114-119 und S. 210-213

- /71/ Böttcher W.:
Vergleich von Dreipunktreglern mit linearer und nichtlinearer Rückführung. Regelungstechnik 12 (1964) S. 297-305
- /72/ Schlitt H.:
Stochastische Vorgänge in linearen und nichtlinearen Regelkreisen. Vieweg, Braunschweig: 1968
- /73/ Doetsch G.:
Anleitung zum praktischen Gebrauch der Laplace-Transformation. R. Oldenbourg, München: 1961
- /74/ Bauernfeind V., Olma B.J.:
Experimental and Theoretical Vibration Analysis by Noise Measurements of a Sodium Cooled Reactor. Trans. on SMIRT III, London, Sept. 1975, F 1/3, Comp.: T.A. Jaeger, Berlin (1975)
- /75/ Chen S., Wambsganss M.W.:
Parallel-Flow-Induced Vibration of Fuel Rods. Nucl. Eng. and Design, 18 (1972) S. 253-278
- /76/ Mitzel F.:
persönliche Mitteilung (Dez. 1977)
- /77/ Kosály G., Williams M.M.R.:
Point Theory of the Neutron Noise Induced by Inlet Temperature Fluctuations and Random Mechanical Vibrations. ATKE 18 (1971) S. 203-208
- /78/ Bian S.H.:
Noise Detection of Anomalies in Reactors. Thesis Univ. of Washington (1973)
- /79/ Kosály G., Meskó L., Pászit I.:
Investigation of the Possibility of Using Static Calculations (Adiabatic Approximation) in the Theory of Neutron Noise. Annals of Nucl. Energy, 4 (1977) S. 79
- /80/ Ehrhardt J.:
Nachweis bandbegrenzter Komponenten in verrauschten Signalen durch Überwachung der spektralen Auto- und Kreuzleistungsdichten. KFK 2559, Karlsruhe (1978)
- /81/ Wach D., Sunder R.:
Improved PWR-Neutron Noise Interpretation Based on Detailed Vibration Analysis. In /3/ (1977), S. 309-322
- /82/ Tigcot Y., Livolant M.:
Vibrational Studies and Measurements on the Phénix Reactor. SMIRT III, paper F 1/6, London (1975)

- /83/ Behringer K., Kostić Lj., Seifritz W.:
Observation of In-Core Instrument Tube Vibration in a BWR by
Evaluating Reactor Noise Data. In /3/ (1977) S. 183-185
- /84/ Mc. Ruer D.:
Analysis of Nonlinear Control System. J. Wiley, New York (1961)
- /85/ IWGFR-Specialists Meeting on LMFBR Flow Induced Vibrations,
Argonne, Illinois, USA 20-23 Sept. 1977, Summary Report IWGFR/21
- /A1/ Blackman R.B., Tukey J.W.:
The Measurement of Power Spectra. Dover Publications, New York
(1958)
- /A2/ Vãth W.:
A Simple Analysis Method for Measuring in Realtime Power
Spectral Densities and Coherence Functions in a Large
Frequency Range. Report MRR 160, Techn. Universität München
(1976), S. 77-100
- /A3/ Rabbiner L.R., Gold D.:
Theorie and Application of Digital Signal Processing.
Prentice Hall, Englewood (1975)
- /A4/ Fröhlich R. et al.:
Analyse schwerer hypothetischer Störfälle für den SNR 300
Mark 1A Reaktorkern. KFK 2310, Karlsruhe (Juni 1976)

Tabelle 1 Messungen des inhärenten Neutronenrauschens an natriumgekühlten ¹⁾ Leistungsreaktoren ²⁾

Reaktor	Leistungs- betrieb seit	therm./ elektr. Leistung [MW]	3) Reaktor- typ	4) Bau- weise	am Reaktor gemessene Größen								Bemerkungen zu Zielsetzung und Ergebnis der Messungen									
					Neutronen- rauschen		Schall	Druck	Schwing.	Na- Temp.		Durchflug		Regelstab- bewegung								
					Referenz	Jahr				Ein	Aus											
SRE	1957	20/	EO/EI	L/	/4/	63															Dynamik: Bestimmung von Übertragungsfunktionen mit Hilfe des inhärenten Rauschens. Kein Erfolg, da Voraussetzungen nicht erfüllt. Vergleich mit Oszillationsmessungen.	
BR5(BR10)	1959	5(10)/0	EI	L/2																		
HNPF	1962	240/	EO/EI	L/																		
DFR	1963	72/15	EI	L/24	/5/	64					x	x									Dynamik: Erfolg wie bei /4/	
					/6/	77	x						x								Diagnose: Temperaturschwankungen im äußeren Brutmantel bei niedrigen Frequenzen sowie Kontrollstabvibrationen	
EBR II	1965	65/20	EI	P/1	/7/	73				x											Diagnose: Einfluß von Vibrationen	
					/8/	75															Dynamik: Erfolg wie bei /4/	
EFFBR	1966	200/66	EI	L/3	/9/	68					x	x	x								Dynamik: Erfolg wie bei /4/, rein empirischer Ansatz	
Rapsodie	1967	20(40)/0	EI(EII)	P/2	/10/	77	x														Diagnose: Nachweis von Natriumsieden bei 1. In-pile-Experiment (NABO), erfolgreiche Kopplung des Neutronenrauschens mit akustischen Signalen	
BOR 60	1969	/60	EII																			
KNK I	1972	60/20	EO/EII	L/2	/11/	76							x								Diagnose: Funktion von Meßwertaufn.	
					/12/	77								x							Diagnose/Dynamik: Identifikation der Rauschquellen und Test von Rechenmod.	
					diese Arbeit	78	x	x	x	x	x	x	x	x	x							Diagnose: Systematische Untersuchung zum Potential des Neutronenrauschens für natriumgekühlte Reaktoren
BN 350	1973	/350	D	L/6																		
Phénix	1974	600/250	D	P/3	/13/	77				x											Diagnose: Vibrationen verschiedener Bauelemente	
PFR	1975	600/250	D	P/																		
KNK II	1978	60/20	EII	L/2	beabsichtigt /14/		x	x	x	x	x	x	x	x	x						Diagnose/Dynamik mit verbesserter Instrumentierung und Datenanalyse und erweiterten theoretischen Modellen	
SNR 300	1984	730/300	D	L/3																		
Super-Phénix	1984	/1000	P	P/4	beabsichtigt /15/		x		x			x									Diagnose	

1) DFR ist NaK gekühlt. 2) aufgeführt sind nur Reaktoren mit einer Leistung von mindestens einigen MW therm.,
 3) E: Experimentierreaktoren. EO: Vorläufer, EI: 1. Generation, EII: 2. Generation, D: Demoplant, P: Prototyp(nach /16,17/)
 4) L: Loop, P: Pool / Zahl der Kühlkreisläufe

Tabelle 2 Beschreibung des inhärenten Neutronenrauschens und der identifizierten Rauschquellen

Reaktor	Refer.	Angaben zu Art und Umfang der in der Referenz vorgenommenen Analyse des Neutronenrauschens						Identifikation der Rauschquellen		Bemerkungen zur Übertragbarkeit der gefundenen Ergebnisse
		untersuchter Freq.bereich [Hz]	Normierung	1) Zeitabhäng.	2) Ortsabhäng.	Beschr. d. SLD		Ursache und Frequenzbereich	Nachweis der Ursachen:	
						Abb. (diese Arb.)	Peaks [Hz]			
SRE	/4/	$10^{-2}..10$				51	0,1..0,5	Bowing-Effekte verursachen Peaks und Beiträge bei $f < 1$ Hz	Experimentell /4,28,30/: Einfluß der Zahl der umgebauten Brennelemente auf Neutronenrauschen Theoretisch /29/: dynamisches "fuel-rod-bowing" Modell nicht nachgewiesen	fraglich, da Brennelement Cluster-Anordnung untypisch
DFR	/5/	$10^{-2}..10$	x			2		starker Einfluß der KM-Eintrittstemperatur vermutet für $f < 1$ Hz		} siehe /6/
	/6/			x		6	4/6..7	Eintrittstemperatur Kontrollstabvibrationen Beiträge für $f < 0,1$ Hz im wesentlichen durch Bowing im äußeren Brutmantel bewirkt	Modellbetrachtung Korrelation mit Schallaufnehmern Änderungen des Kühlmittelflusses	
EBR II	/7/	5..20					10,5 12	Kontrollstabvibr.(radial) Treiber-Subassembly-Vibr.	experimentell durch Korrelation mit Schwingungsaufn. für 10,5 Hz	-
	/8/	$10^{-2}..20$						Eintrittstemperatur, Durchsatz und Vibrationen	nicht nachgewiesen, außer Vibr. bei 10/12 Hz, s./7/	-
EFFBR	/9/	$3 \cdot 10^{-3}..0,2$	x			2		Eintrittstemp. u. Durchsatz	nicht nachgewiesen	-
Rapsodie	/10/	0,2..4	x			2	1,8..2,5	Na-Sieden mit Hilfe von NABO-Siedegenerator	experimentell	geringe Wärmestromdichte untypische Form des Siedens
KNK I	diese Arbeit	$10^{-3}..10^3$	x	x	x		siehe Abb.49	siehe Kapitel 7	experimentell/theoretisch	siehe Kapitel 8
Phénix	/13/	1..15	x	x	x	2	1 6..7 9,8 13,3	Vibr. von Kontr.Stab Nr.4 Vibr. von Brennelem. Vibr. des Reaktordeckels Anregung durch Pumpenantrieb	experimentell: Korrelation mit Schwingungsaufnehmern	typisch für Natrium Brüter in Poolbauweise

1) bei gleichem Anlagenzustand

2) Vergleich der Rauschsignale von Neutronendetektoren an verschiedenen Orten möglich

Tabelle 3 Zur Analyse des Neutronenrauschens ¹⁾ erforderliche, meßbare Größen (durch Betriebsinstrumentierung) und Übertragungsfunktionen

Fluktuationen von	Bezeichnung	Übertragungsfunktion	Verwendung für
Natriumeintritts- temperatur	η_1, η_2	$T_{5,6}; T_{6,7}$ G_η, H	Bildung von η Syntheseansatz
Natriumdurchsatz	μ_1, μ_2	G_μ, H	Bildung von μ Syntheseansatz
Bewegungen des Regelstabs	h	G_h, H	Syntheseansatz
Bewegungen der Regelbank	b	G_b, H	Syntheseansatz
Neutronenfluß	i_k $k > 1$		Syntheseansatz Differenzansatz
Natriumdruck	P_1, P_2		Korrelationsversuche

1) Vorausgesetzt wurde:

(A) ideale Meßwertaufnehmer ($|M_z(f)| = 1$ für alle Frequenzen f ; $m_z = 0$)

(B) es liegen keine externen Rückkopplungen vor.

Tabelle 4 Zur Untersuchung der Rückkopplungseinflüsse und der wesentlichen Rauschsignale benötigte Signale der Betriebsinstrumentierung und Übertragungsfunktionen

Rauschsignal von	Bezeichnung	Übertragungsfunktion	Verwendung für Untersuchung von
Natriumeintritts- temperatur	n_1, n_2	M_η	FI, FII, FIV, FVI
Natriumdurchsatz	μ_1, μ_2	M_μ	FI, FIV
Natriumtemperatur am BE-Austritt	\sqrt{i}_k	$M_{\sqrt{i}_k}, W_\mu, W_\eta, W_p$	FII, FV
Neutronenfluß	i_k	M_{i_k}, H	FI...FX, Vergleich mit H^{in}
Regelstabbewegung	h		Bildung von H^{in}
Pumpendrehzahl	n_1, n_2	} hydraulische Kennlinien d. Kreisläufe	Überprüfung von μ'_1, μ'_2
Druck hinter Primärpumpen	p_1, p_2		
Ausgangssignal der Reaktorregelung	x_a, r_{R3}	A_h, A_b	Überprüfung von h', b'

Tabelle 5 Meßwertaufnehmer der Sonderinstrumentierung

Rauschsignal von	Bezeichnung	Übertragungsfunktion	Verwendung für
In-Core Neutronendetektor	i_1	M_{i_1}	Synthese- und Differenzansatz Überprüfung von M_{i_2} M_{i_3} , M_{i_4}
Schwingungen am Tankrand	$w_1 \dots w_4$ v_1, v_3	M_w ($M_v = M_w$)	Korrelationsversuche
Schall	c_1, c_2, c_3	M_c	Korrelationsversuche
Druck im Core	p_3, p_4	M_p	Korrelationsversuche
schnelle Thermo- elemente am BE- Austritt	\sqrt{f}_1, \sqrt{f}_2	$M_{\sqrt{f}}$	Bestimmung von $M_{\sqrt{f}_k}$ Überprüfung des Leistungsrauschens
Natriumdurchsatz am BE-Austritt	μ_3	M_{μ_3}	M_{μ_1}, M_{μ_2} -Bestimmung Korrelationsversuche

Tabelle 6 Zusammenstellung der wichtigsten Angaben zu den verwendeten Meßwertaufnehmern und den Parametern der gesamten Meßkette

Rauschgröße	Bezeichnung	Angaben zum Meßwertaufnehmer ¹⁾	durch Meßkette erfaßter Frequenzbereich [Hz]	Angaben zu typischen Werten von	
				Gleichanteil Z_0 [V]	Verstärkungsfaktoren V_G für $1 V_{eff}$ -Aussteuerung
Neutronenfluß an verschiedenen Orten	i_1	U-235 Spaltkammer, 9 mm Durchmesser /55/	0/1000 ²⁾	0,2	333...1000
	i_2	γ -kompensierte B10-Ionisationskammer	0/250 ²⁾	0,6	100...333
	i_3, i_4	nicht kompensierte B10-Ionisationskammern	0/10 ²⁾	6	20...100
Na-Durchsatz in Primärleitung	μ_1, μ_2	permanent-magnetischer Durchflußmesser, 200 mm Innendurchmesser	0/5 ³⁾	9	10 ... 20
Na-Durchsatz am BE-Austritt	μ_3	Eddy-Current Prinzip /58/	0/30	0,02	1000
Drehzahl der Primärpumpen	n_1, n_2	Tacho-Generator an Pumpenwelle	0/0,1 ³⁾	0,4	333
Druck hinter Primärpumpen	p_1, p_2	Bartonzelle über Nak-Kapillare	0/0,1 ³⁾	0,4	100
Na-Druck im Core,	p_3, p_4	induktive Druckaufnehmer (Kaman Nucl.Sc.) ⁴⁾	0/100	0,04	1000
Schallaufn.	c_1 c_2, c_3	Piëzo-Kristall an Schallkoppelstange bzw. an Tankauflager /57/	10/1000	0	
Schwingungsaufnehmer am Tankrand w: horizontal v: vertikal	$w_1...w_4$ v_1, v_3	seismisches Schwingungssystem mit induktiver Differentialdrossel (Hottinger) ⁴⁾	5/100	0	01,...1 V/ μ m
Na-Temperatur in Primärleitung	n_1, n_2	NiCr-Ni isolierte Mantelthermoelemente, eingebaut in Schutzrohre mit 10 mm Außendurchmesser	0/0,03 /66/	0,013	1 V/grad
Na-Temperatur am Austritt des k-ten BE	θ_k	NiCr-Ni isolierte Mantelthermoelemente, 1,5 mm Durchmesser in gelochtem Schutzrohr	0/0,4 ³⁾	0,021	0,5 V/grad
Natrium-Temp. am Austritt von BE 48	θ_{E1}, θ_{E2}	NiCr-Ni isolierte Mantelthermoelemente, 0,5 mm Durchmesser, frei angeströmt /56/	0/100		
Regelstabhubb	h	Nockenbetätigter Schaltkontakt	-	-	0,1 V/mm Hub
Regelbankhubb	b		-	-	0,1 V/mm Hub
Reglerausgang	x_a	Parallelkontakt des Ansteuerschützes für Regelstab	-	-	0,03 V/91 ms Impuls

1) zur Anordnung der Meßwertaufnehmer s. Abb. 12

2) wird in Kapitel 7.1 bestimmt

3) wird in Kapitel 6.2 bestimmt

4) Hersteller

Tabelle 7 Kenngrößen des Anlagenzustandes

Kennzeichnung von	Kenngröße	Beeinflussung des Neutronenrauschens möglich durch z.B.
Betrieb vor Rauschmessung	Reaktorleistung P_0 vor Rauschmessung Abbrand A_0	Veränderung von: thermohydraulischen Parametern mech. Verhalten der Corestruktur Brennstoffzusammensetzung
technischer Zustand bei Rauschmessung	Corekonfiguration Regelungskonzept Regelparameter Eintauchtiefe v. Regelstab/Bank Reparatur von Komponenten Nullpunktkorrektur der Meßkanäle Blendenkonfiguration	Temperaturkoeffizienten, Schwingungsverhalten usw. Übertragungsfunktion des Reglers Schwingungsverhalten der Kontrollstäbe, gegenseitige Abschirmung Änderung des Eigenrauschens Normierungsfehler, Verschiebung des Arbeitspunktes Strömungsverteilung im Core, Bowing
Betriebszustand bei Rauschmessung	Reaktorleistung P_0 Na-Temp. T_{eo} (unteres Plenum) Na-Temp. T_{ao} (oberes Plenum) Betrieb von Komponenten	Leistungskoeffizienten, Bowingeffekte Schwingungsverhalten usw. Kreisstruktur und mechanische Schwingungsanregung

Tabelle 8 Übersicht zu den Langzeitrauschmessungen des inhärenten Rauschens an der KNK I

Identifikations-Nr. der Messung	Aufnahme-Datum	Meßzeit ¹⁾ T_M [mm]	Reaktorleistung P_o [%]	primäre Natriumtemp. ²⁾		Eintauchtiefe ⁴⁾		mittl. Abbrand ³⁾ A_o [MWd/t]	primärer Natriumdurchsatz ⁵⁾	
				T_{e_o} [°C]	T_{a_o} [°C]	Stab ²⁾	Bank ²⁾		Q_{1o} [m ³ /h]	Q_{2o} [m ³ /h]
						E_{H_o} [mm]	E_{B_o} [mm]			
19.2	21.2.74	128	112	366	506	770	777	3050		
24	11.6.74	459	110	357	513	651	652	4100	708	666
26	18.6.74	469	110	358	515	671	671	4370	708	666
21.9	3.5.74	235	109	350	508	591	586	3350		
22.1	8.5.74	427	98	350	510	510	544	3450		
22.2	9.5.74	427	98	349	508	587	580	3450		
22.3	10.5.74	320	98	350	510	596	587	3450		
51	20.8.74	432	98	358	517	740	731	5070	673	625
53	27.8.74	427	98	358	516	762	755	5310	673	625
21.7	25.4.74	336	93	346	505	572	569	3200		
29	24.6.74	469	88	357	513	663	671	4500		
48	12.8.74	445	86	347	509	700	701	4860	578	543
50	13.8.74	240	86	347	509	700	701	4900		
1	26.4.73	104	64	347	509	569	558	1400		
8	18.5.73	103	64	350	505	669	671	1900		
35	28.6.74	480	62	330	495	635	640	4600		
11.4	10.1.74	325	60	345	501	721	719	2460		
44	9.8.74	400	53	329	495	612	644	4800	352	319
21.3	16.4.74	272	52	331	487	520	516	3160		
40	5.8.74	435	39	329	486	616	612	4740	259	238
21.2	10.4.74	320	29	365	508	477	430	3130		

- 1) Einschwingprozeß von Elektronik und Filter wurde vor Beginn der Messung abgewartet
- 2) Mittelwerte nach Betriebsinstrumentierung in Reaktorwarte
- 3) aus P_o mit Brennstoffmasse von 1,65 t /53/
- 4) Abstand von Coreunterkante
- 5) entsprechend /61/ korrigierte Werte der Reaktorwarte

Tabelle 9 Charakteristische Daten des Reglerausgangssignals $x_a(t)$

P_o [%]	Aufn. Nr.	T_A [s]	n 1)	n_H 2)	n_s 2)	Δn	\bar{T}_p 3) [s]	$\bar{\tau}_H$ 4) [ms]	$\bar{\tau}_s$ 4) [ms]
39	40	24960	284	149	135	14	88,2	90,7	91,6
53	44	25920	315	168	147	21	82,3	90,9	92
86	48	24960	369	196	173	23	67,6	92,1	93,1
98	51	24960	304	161	143	18	82,1	91,6	93,1
98	53	27680	372	198	174	24	74,4	91,6	92,4
110	24	24960	1436	752	684	68	17,4	96,2	98

- 1) Gesamtzahl der Regelereignisse während der Analysezeit T_A
- 2) Zahl der Heben- bzw. Senken-Ereignisse n_H bzw. n_s während T_A
- 3) mittlere Pausenzeit $\bar{T}_p = T_A/n$
- 4) mittlere Impulsdauern der Ansteuerimpulse, Verteilung s.
Abb. 37

Tabelle 10 Vergleich der verwendeten Entkopplungsverfahren

Bezeichnung des Verfahrens	Kapitel	erfaßbare externe Rückkopplungen							verwendetes Kriterium zur Bestimmung von $f_{g,k}$ bzw. $f_{g,Rk}$	Bemerkungen
		FI	FII	FIII	FIV	FV	FVI	FX		
Berechnung der Übertragungsfunktionen der Rückkopplungen	6.3.1	x	x	x	x	x	x		3-db Punkt in $ F_k $	sehr aufwendiges Verfahren, wegen Nichtlinearitäten nur bedingt anwendbar. Definition des 3-db Punktes willkürlich; ergibt jedoch, welche Rückkopplung $f_{g,Rk}$ bestimmt
Kohärenzmessung	6.3.2	x	x	x	x	x	x		$\hat{\gamma} = 0$	gut anwendbare Methode; exakt formulierbares Entkopplungskriterium
Berechnung der unkorrelierten Stabbewegungen	6.3.3		x						Vergleich $S_{\rho_h}^u / S_{\rho_h}$	nur speziell zur Untersuchung von FII geeignet; konservativ da nur hinreichend
Messung von Übertragungsfunktionen mit inhärentem Rauschen	6.3.4	x	x	x	x	x	x	x	Vergleich H^{in}/H	allgemeinstes Verfahren; Art der externen Rückkopplung nicht identifizierbar; Schwierigkeit bei Anwendung des Entkopplungskriteriums

Tabelle A1 Berechnung der Fehler bei der Bestimmung von H^{in}

f [Hz]	N	$\gamma_{\rho_{H^i}}^{1)}$	$\text{bias}(\hat{\gamma}_{\rho_{H^i}})^{2)}$	$S_i^{3)}$ [s]	$S_{\rho_H}^{3)}$ [μ^2s]	$\text{bias}(H^{in})/H^{4)}$ [%]	$\text{RF}(H^{in})^{2)}$ [%]	$\text{PF}(\varphi_H^{in})^{2)}$ [$^\circ$]
0,02	25	0,55	0,015	1.5 E-5	0,016	4,7	34	26
0,04	25	0,4	0,02	6 E-5	0,004	7,7	50	30
0,055	105	0,2	0,012	3.3 E-5	0,0021	4,8	50	32
0,065	105	0,4	0,005	2 E-6	0,0014	1,7	24	14
0,08	105	0,47	0,0034	1.1 E-6	0,0011	1,1	20	11
0,1	105	0,47	0,0034	5.5 E-7	7 E-4	0,95	20	11
0,15	105	0,53	0,0025	2 E-7	2.6 E-4	0,69	17	9
0,2	420	0,45	9 E-4	1.4 E-7	1.7 E-4	0,26	11	6
0,24	420	0,33	0,0015	3 E-7	1 E-4	0,82	15	9
0,3	420	0,46	9 E-4	5 E-8	8 E-5	0,22	10	6
0,5	420	0,2	0,003	5 E-8	5 E-5	0,95	26	15
0,55	420	0,5	7 E-4	1.5 E-8	5 E-5	0,12	9	5

1) Werte wurden der geglätteten Funktion $\gamma_{\rho_{H^i}}$ entnommen (Aufnahme 53)

2) nach /80/ unter Verwendung von $\hat{\gamma}_{\rho_{H^i}} \approx \gamma_{\rho_{H^i}}$

3) siehe Abb. 49 bzw. Abb. 29 (Aufnahme 53)

4) nach Gl. (A9)

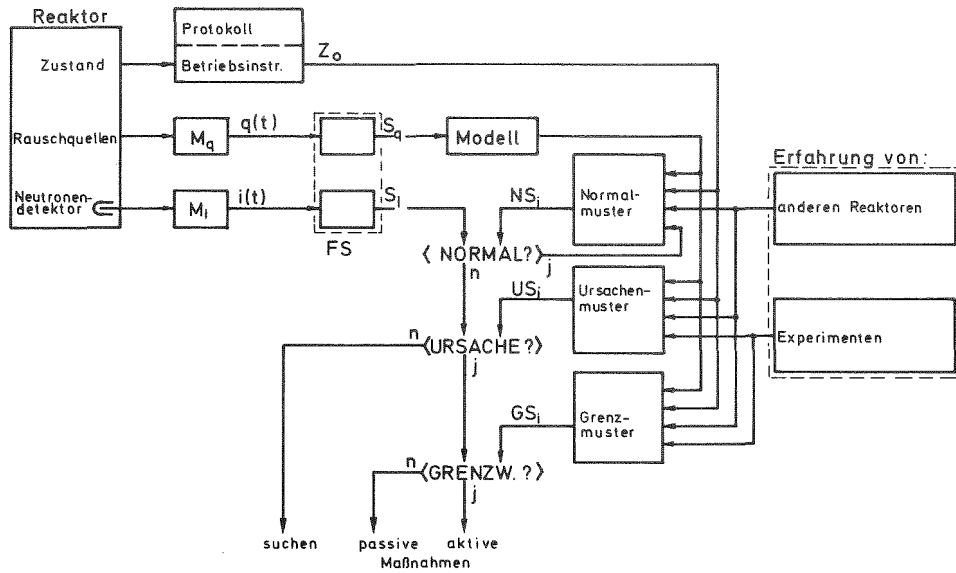


Abb. 1 Schema eines Diagnosesystems zur Erkennung von Funktionsstörungen unter Verwendung des Neutronenrauschens

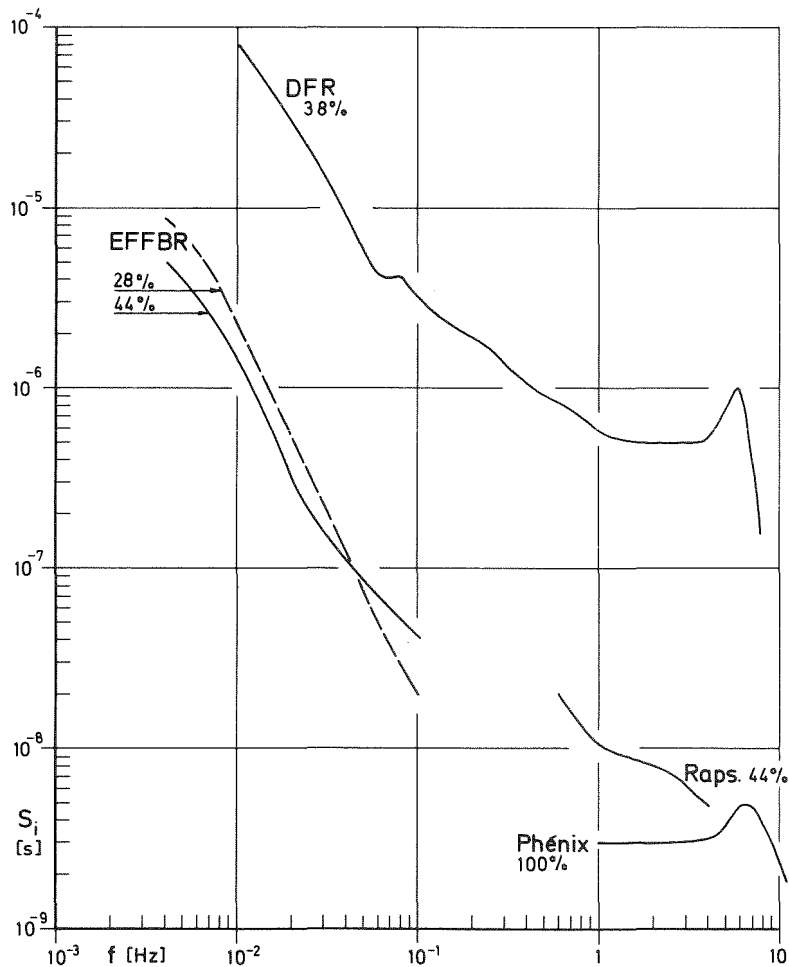


Abb. 2 Zusammenstellung der quantitativ bekannten spektralen Leistungsdichten des inhärenten Neutronenrauschens an natriumgekühlten Reaktoren (Parameter: Reaktorleistung P_0)

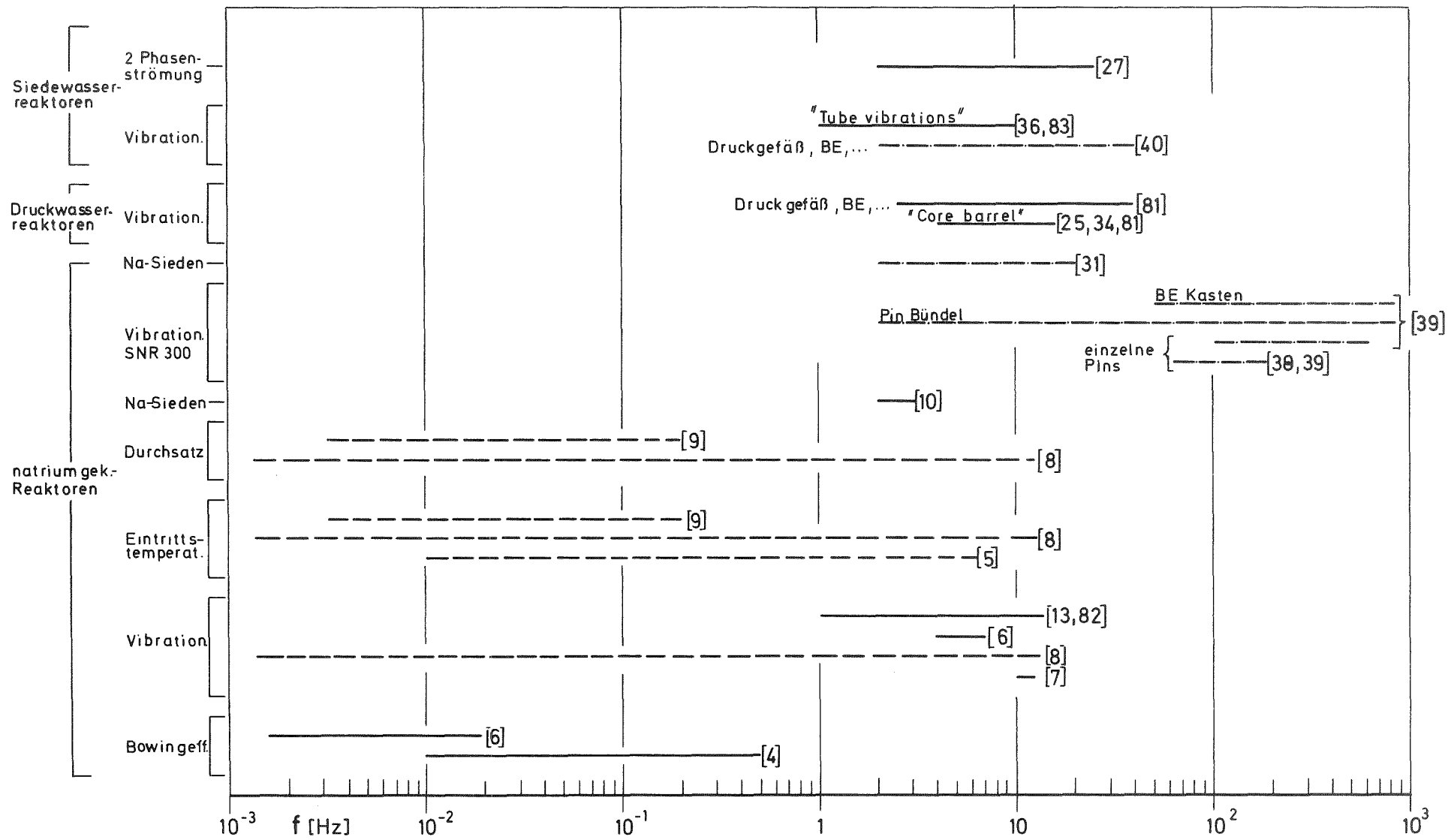


Abb. 3 Zusammenstellung der Frequenzbereiche, in denen der Einfluß einer Rauschquelle auf das Neutronenrauschen nachgewiesen oder vermutet wurde bzw. zu erwarten ist

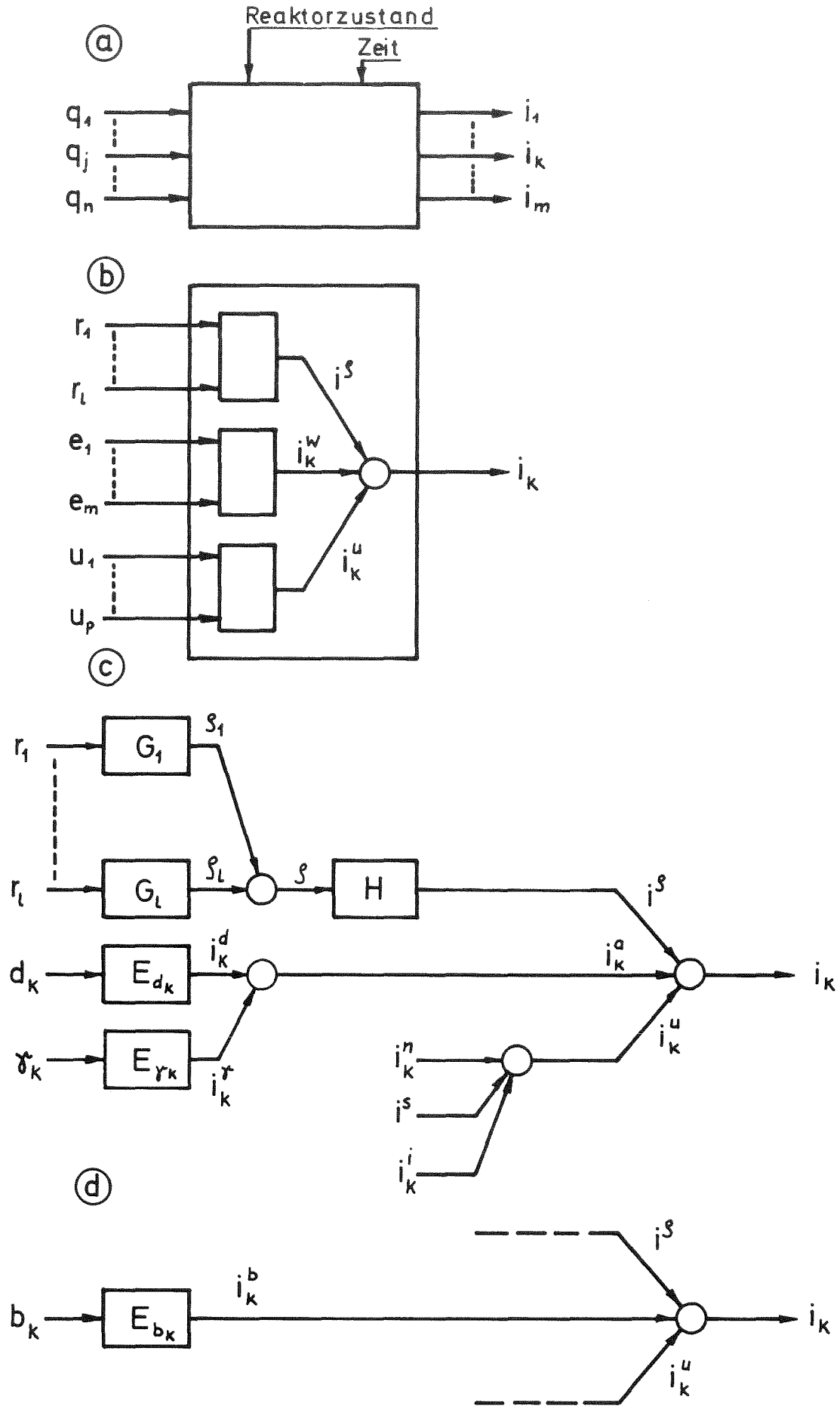


Abb. 4 Entwicklung des Blockdiagramms zur Anwendung des Syntheseansatzes

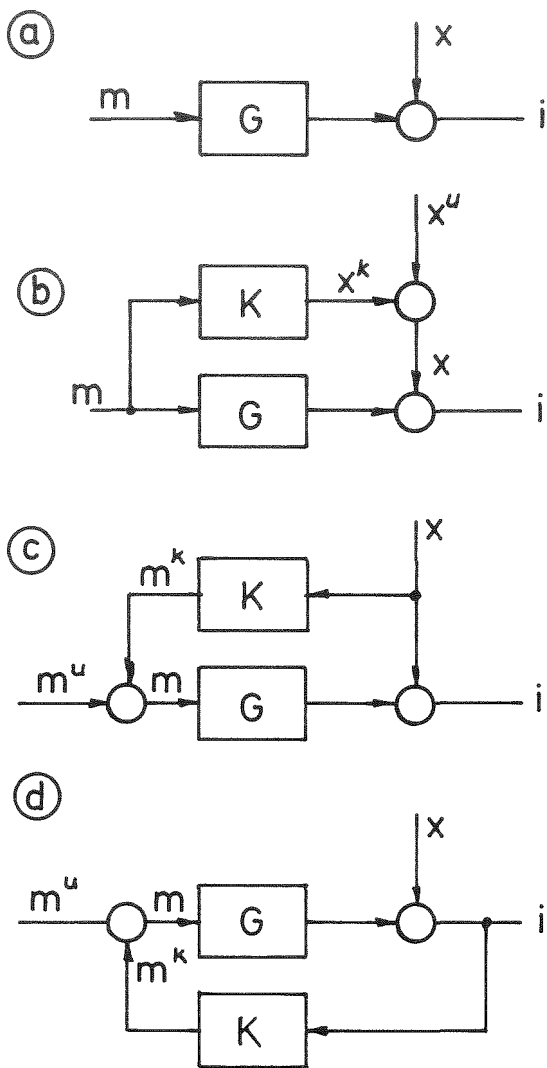


Abb. 5 Prinzipiell mögliche Kopplungen zwischen den meßbaren Größen m und i und der nicht meßbaren Größe x

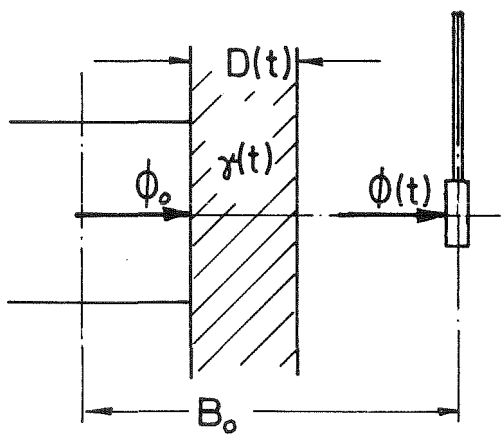


Abb. 6 Empfindlichkeitsrauschen durch Änderungen der effektiven Dicke der abschirmenden Vorlage für einen Ex-Core Detektor

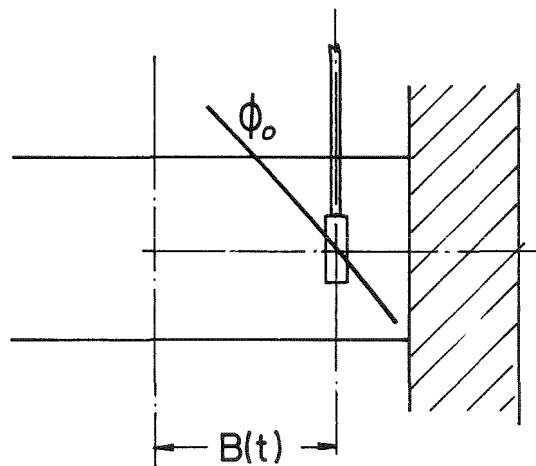


Abb. 7 Empfindlichkeitsrauschen durch Bewegungen des In-Core Detektors im Flußgradienten

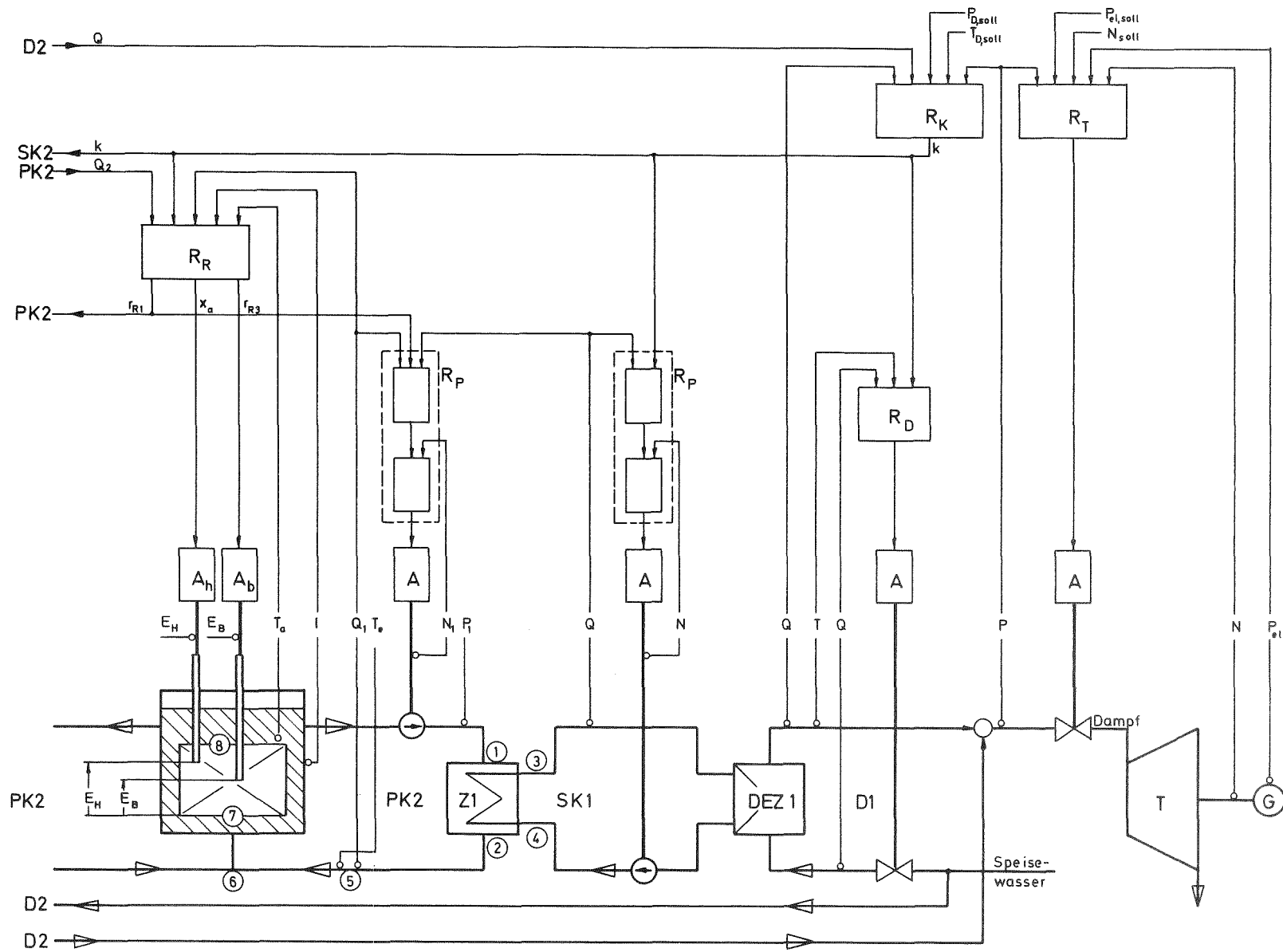


Abb. 8 Strukturbild der KNK I für stationären Leistungsbetrieb

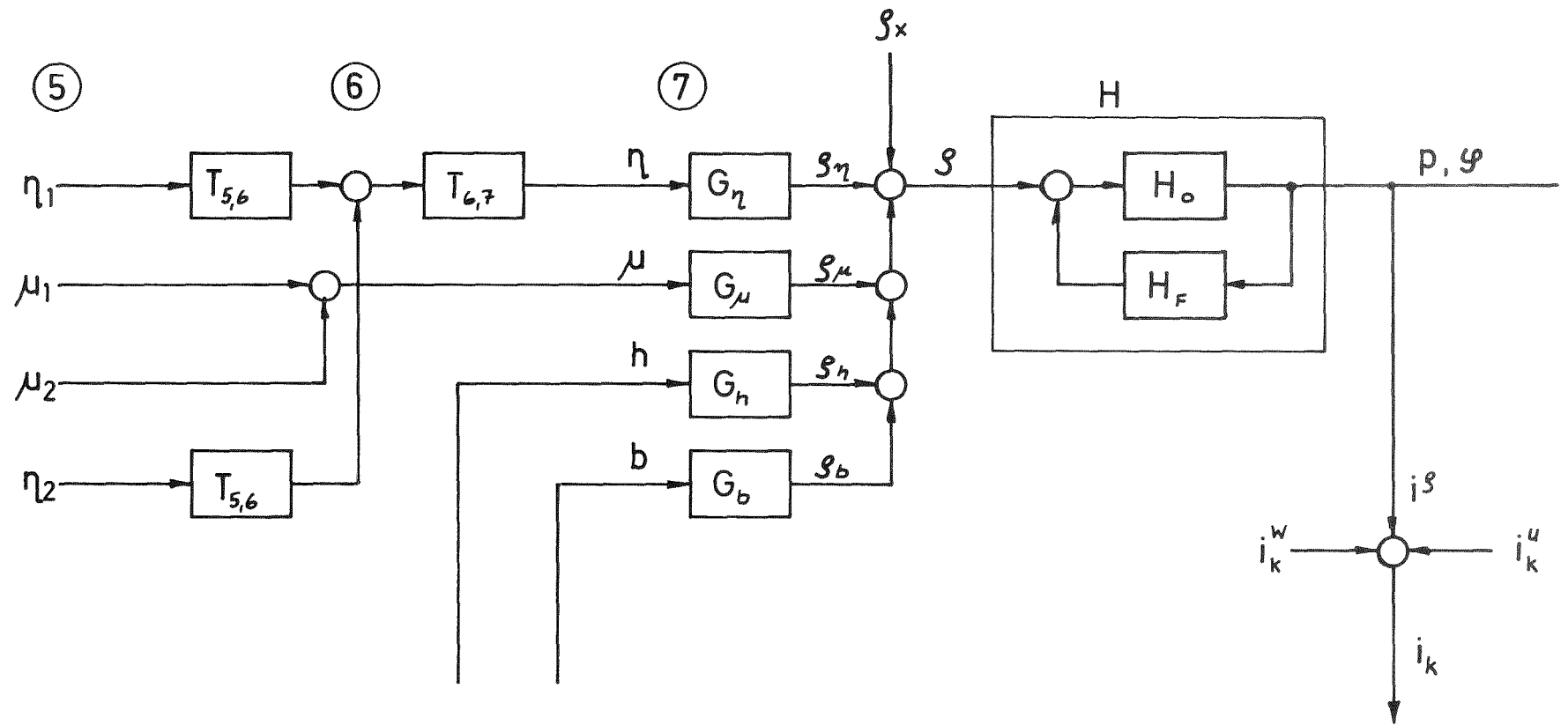


Abb. 9 Blockdiagramm zur Anwendung des Syntheseansatzes für die KNK I

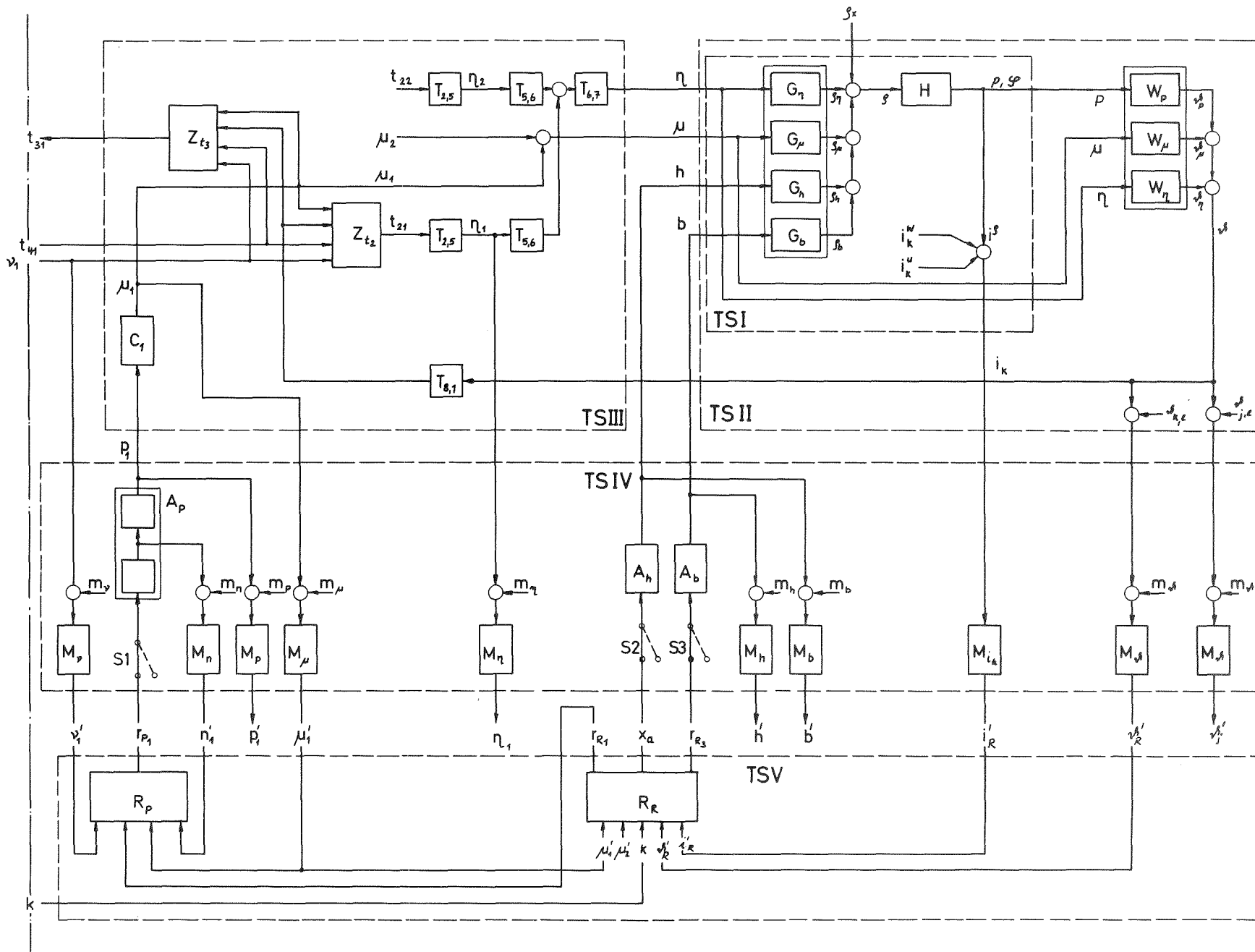


Abb. 10 Erweitertes Blockdiagramm zur Auswahl von Meßstellen der Betriebsinstrumentierung und zur Identifikation der externen Rückführungen

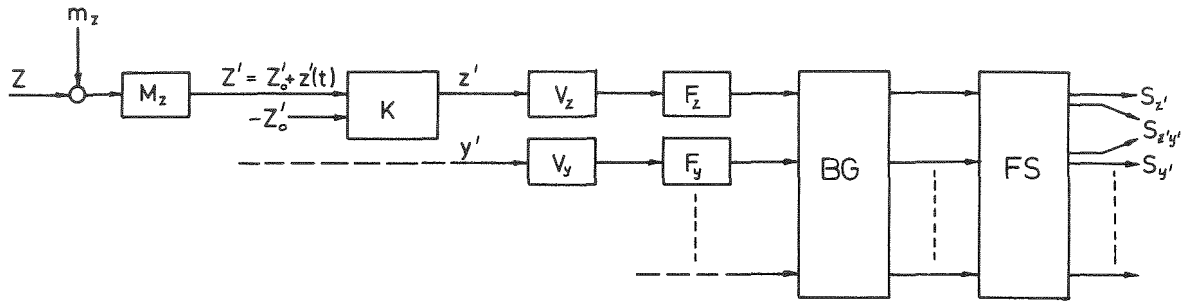


Abb. 11 Prinzipieller Aufbau eines Rauschmeßkanals

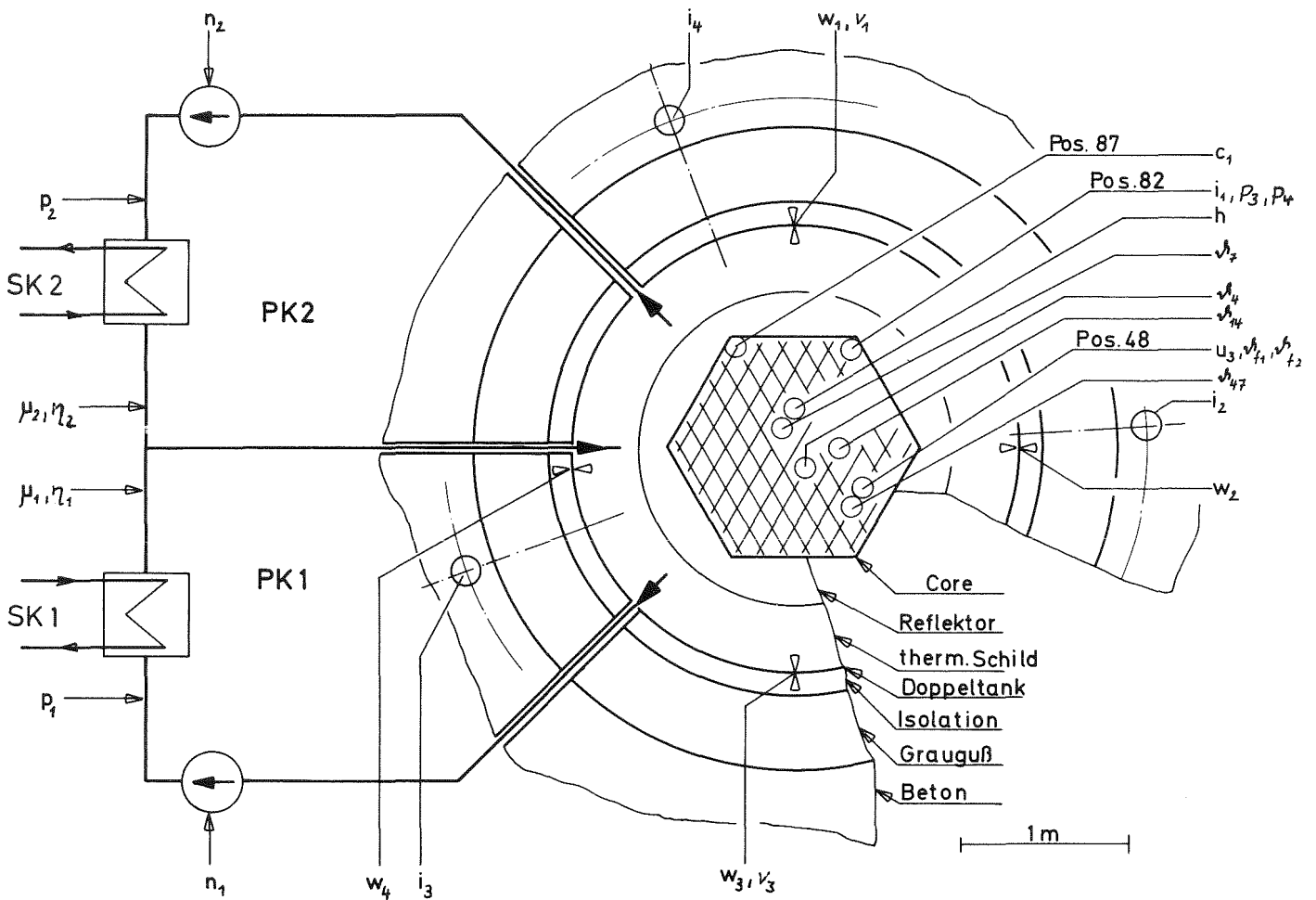


Abb. 12 Schematische Anordnung der verwendeten Meßwertaufnehmer

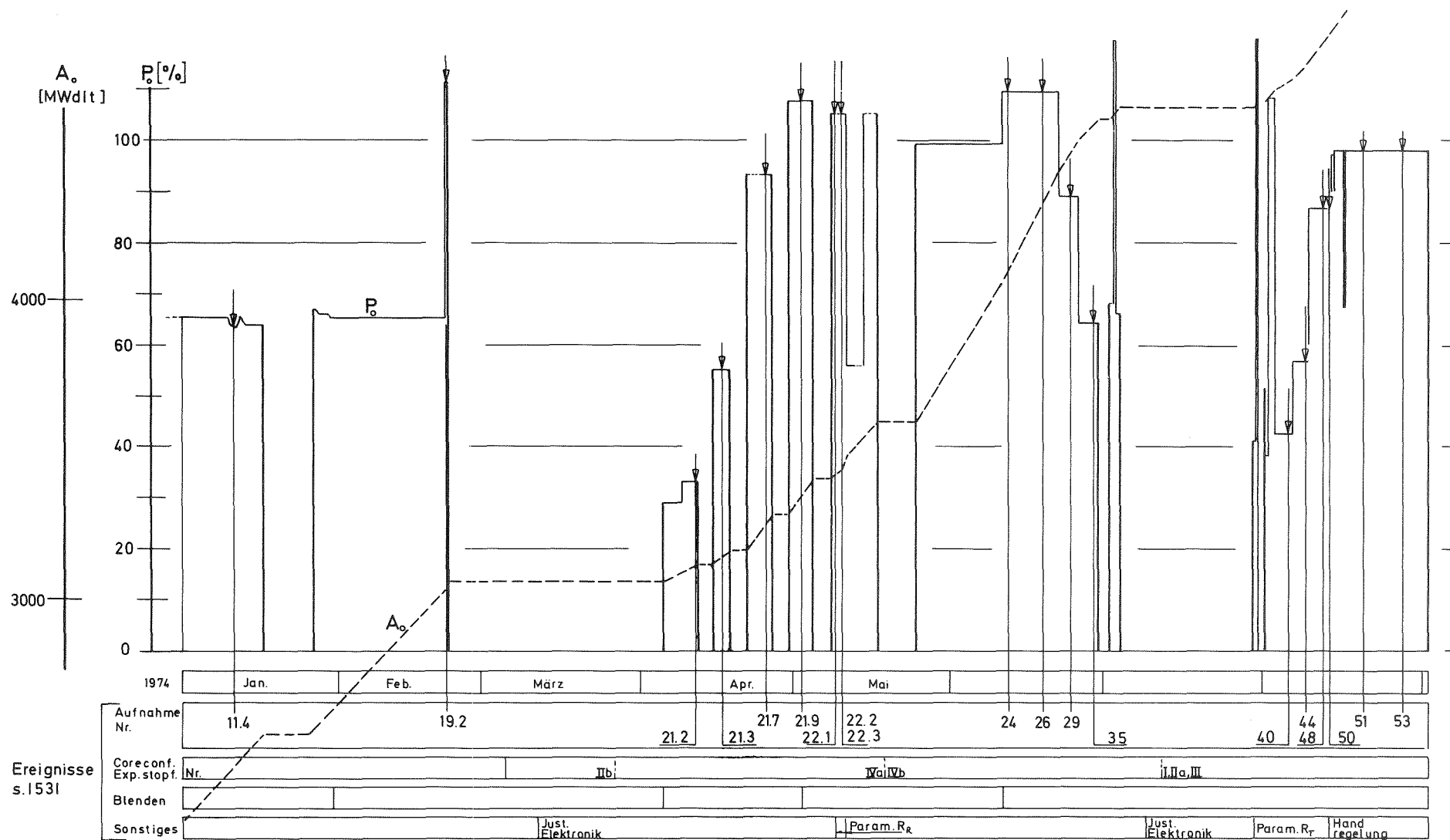


Abb. 13 Zustandsdiagramm der KNK I für die Zeit vom 1.1.74 bis 2.9.74

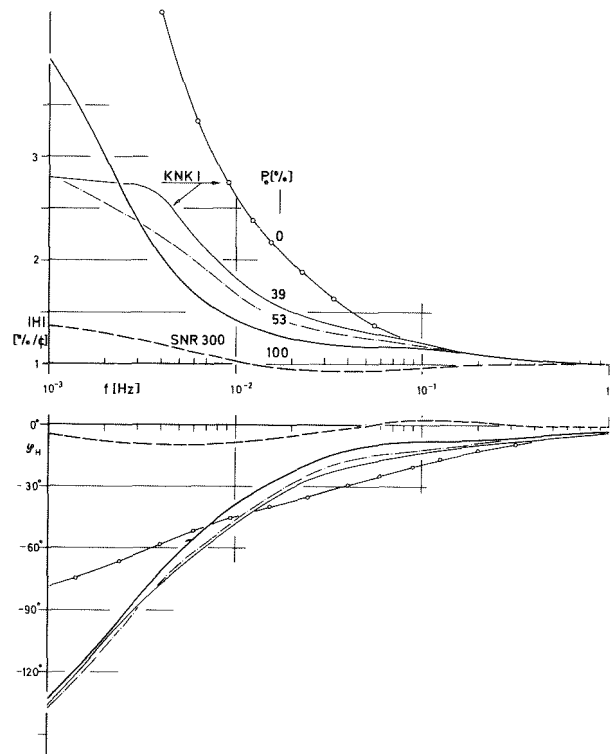


Abb. 14 Übertragungsfunktion H zwischen der Reaktivität ρ und der Leistung p

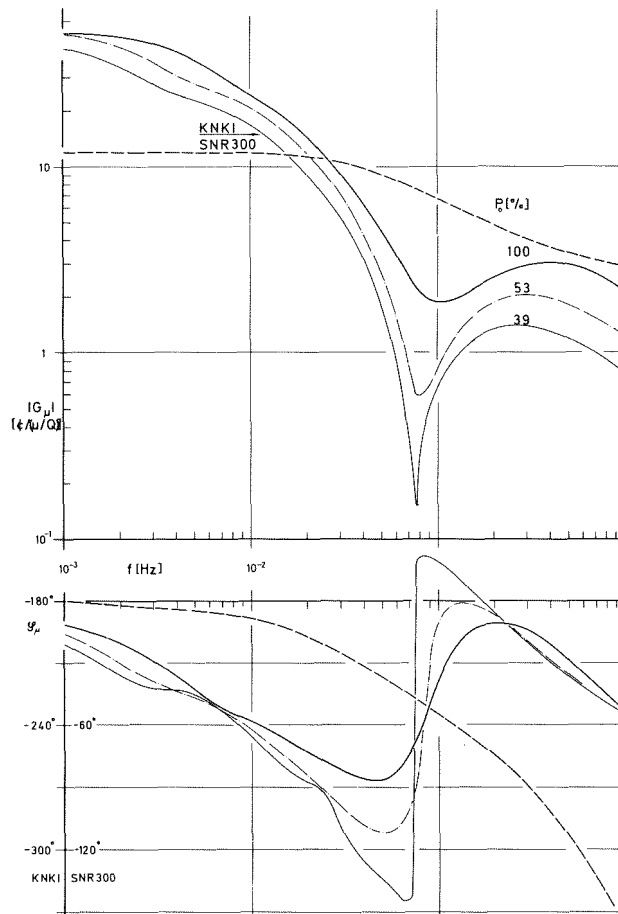


Abb. 15 Übertragungsfunktion G_μ zwischen dem primären Natriumdurchsatz μ und der Reaktivität ρ

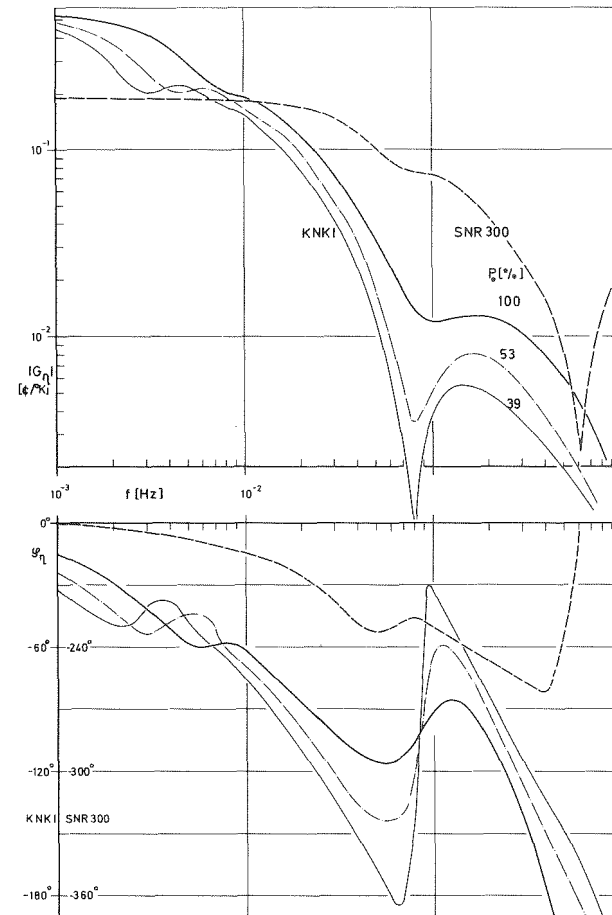


Abb. 16 Übertragungsfunktion G_η zwischen der primären Natrium-eintrittstemperatur η und der reaktivität ρ

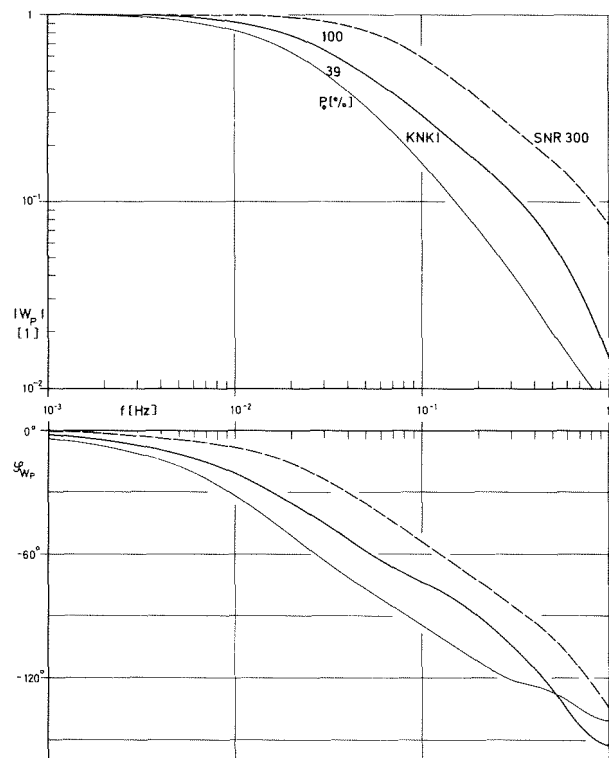


Abb. 17 Übertragungsfunktion W_p zwischen der Leistung P und der Natriumtemperatur ν^{β} im oberen Plenum

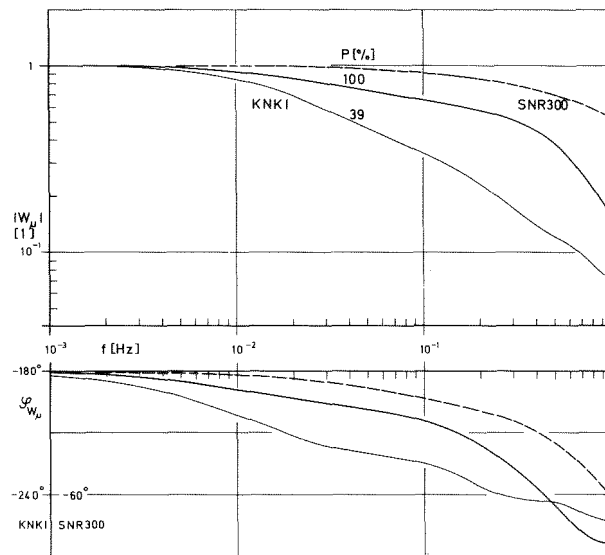


Abb. 18 Übertragungsfunktion W_{μ} zwischen dem Durchsatz μ und der Temperatur ν^{β}

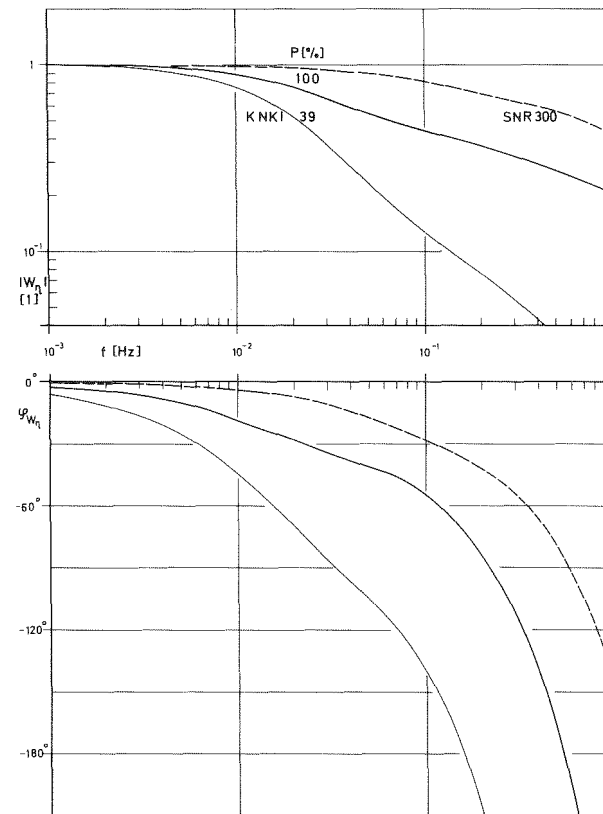


Abb. 19 Übertragungsfunktion W_{η} zwischen der Eintrittstemperatur η und der Temperatur ν^{β}

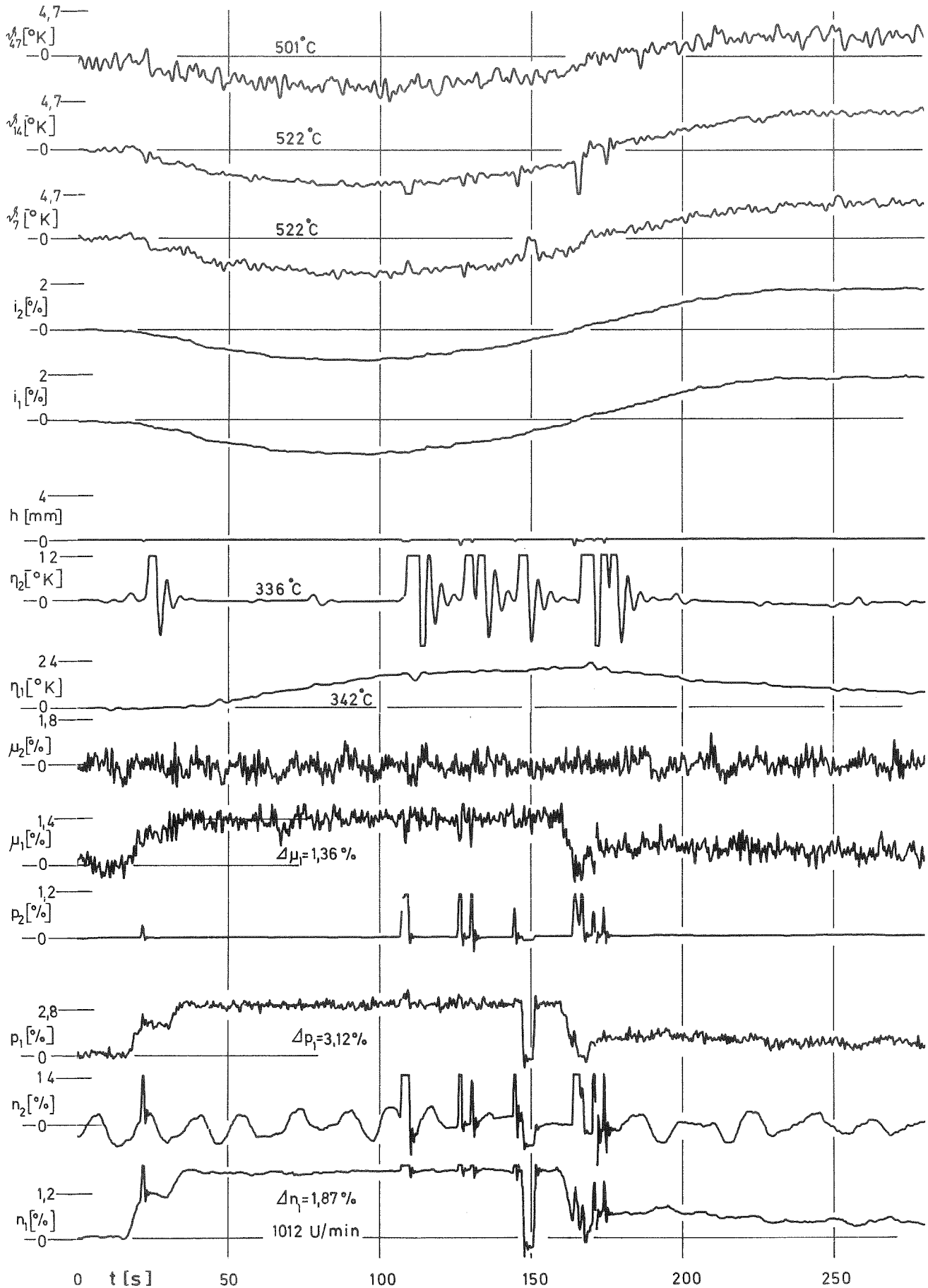


Abb. 20 Zeitfunktionen der Signale verschiedener Meßwertaufnehmer bei einer Änderung des Kühlmitteldurchsatzes im Primärkreis 1

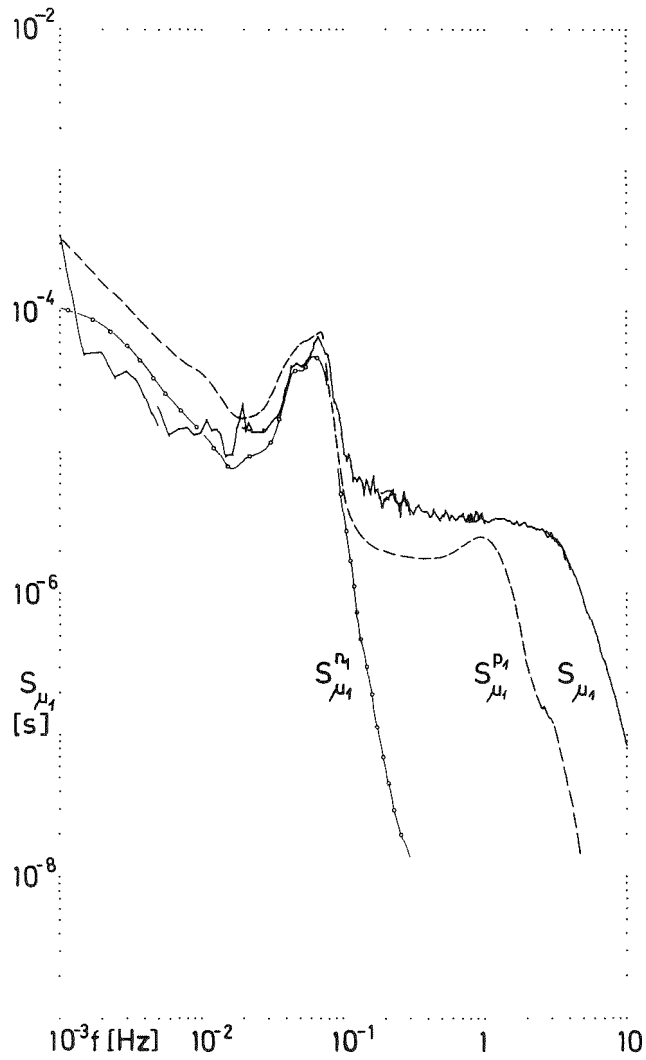


Abb. 21 Überprüfung des Signals μ_1' des Durchflußmessers für den primären Natriumdurchsatz im Kreis 1

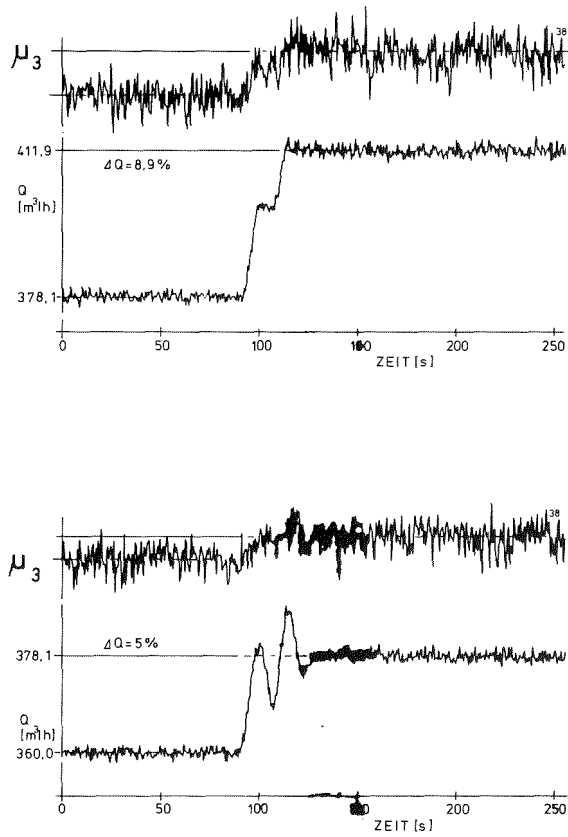


Abb. 22 Untersuchung des Signals μ_3' des BE-Durchflußmessers

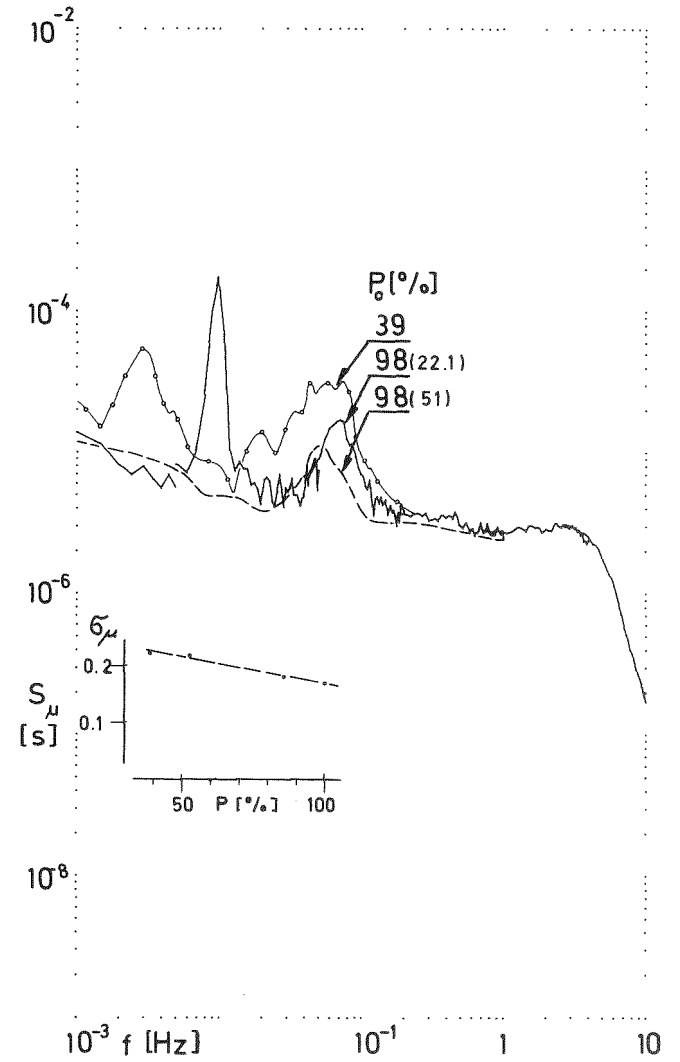


Abb. 23 Zusammenstellung der SLD S_{μ} der primären Natriumdurchsatzfluktuationen bei verschiedenen Anlagenzuständen

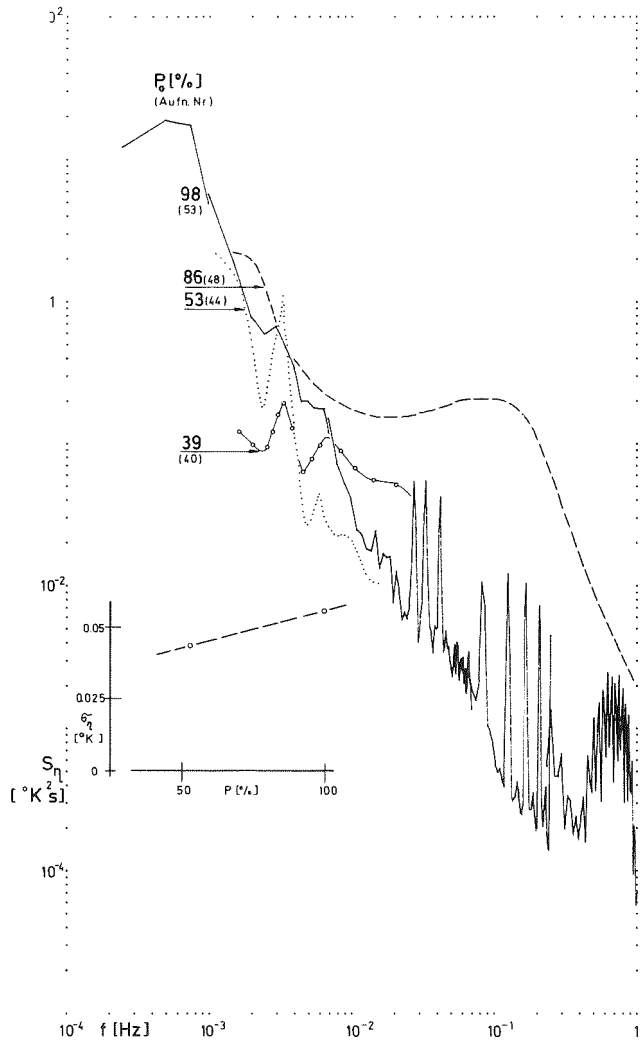


Abb. 24 Zusammenstellung der SLD S_n der primären Natriumeintrittstemperaturfluktuationen bei verschiedenen Anlagenzuständen

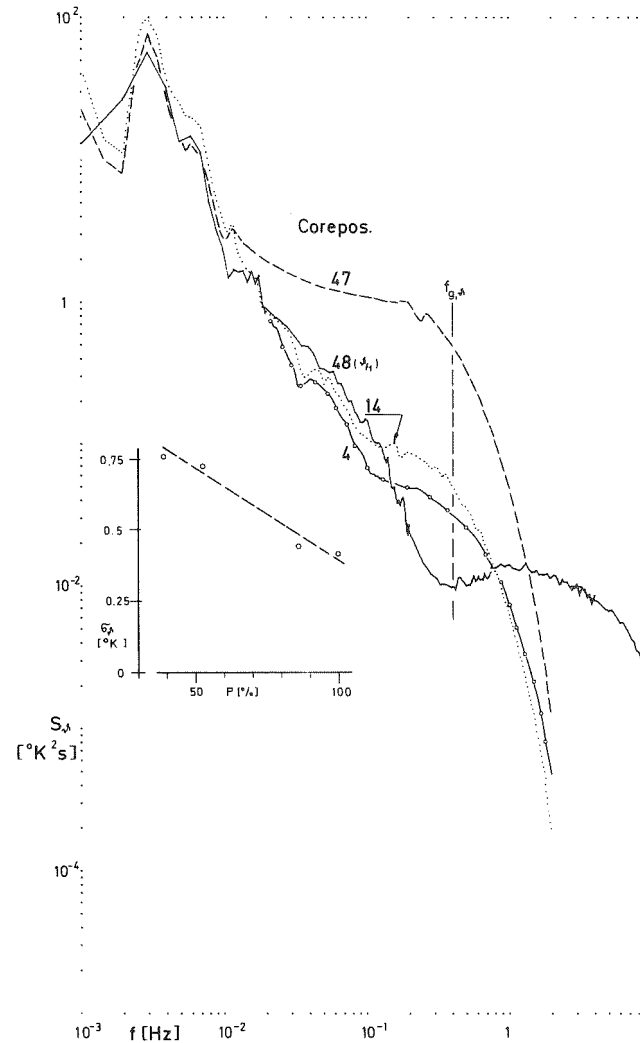


Abb. 25 Vergleich der SLD S_n der Temperaturfluktuationen am Austritt verschiedener Brennelemente

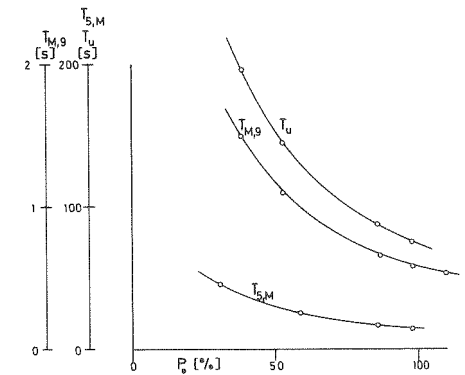


Abb. 26 Transport- und Umlaufzeiten des Natriums in den Primärkreisen

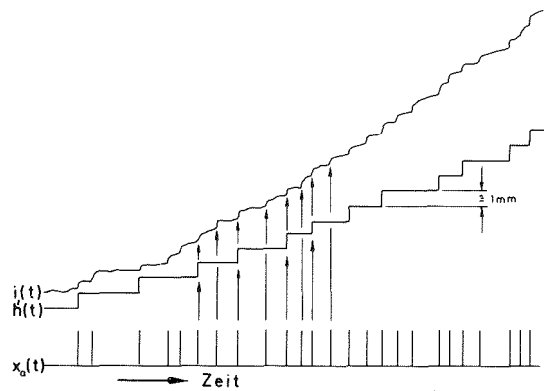


Abb. 27 Vergleich zwischen dem Meßsignal h' der Stabstellungsanzeige und dem Ausgangssignal x_a der Reaktorregelung

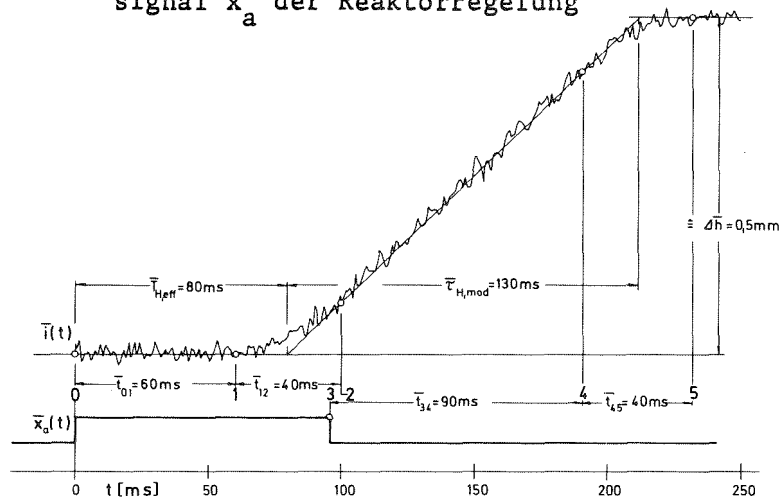


Abb. 28 Messung der charakteristischen Größen des Regelstabantriebs (Zeitangaben in ms)

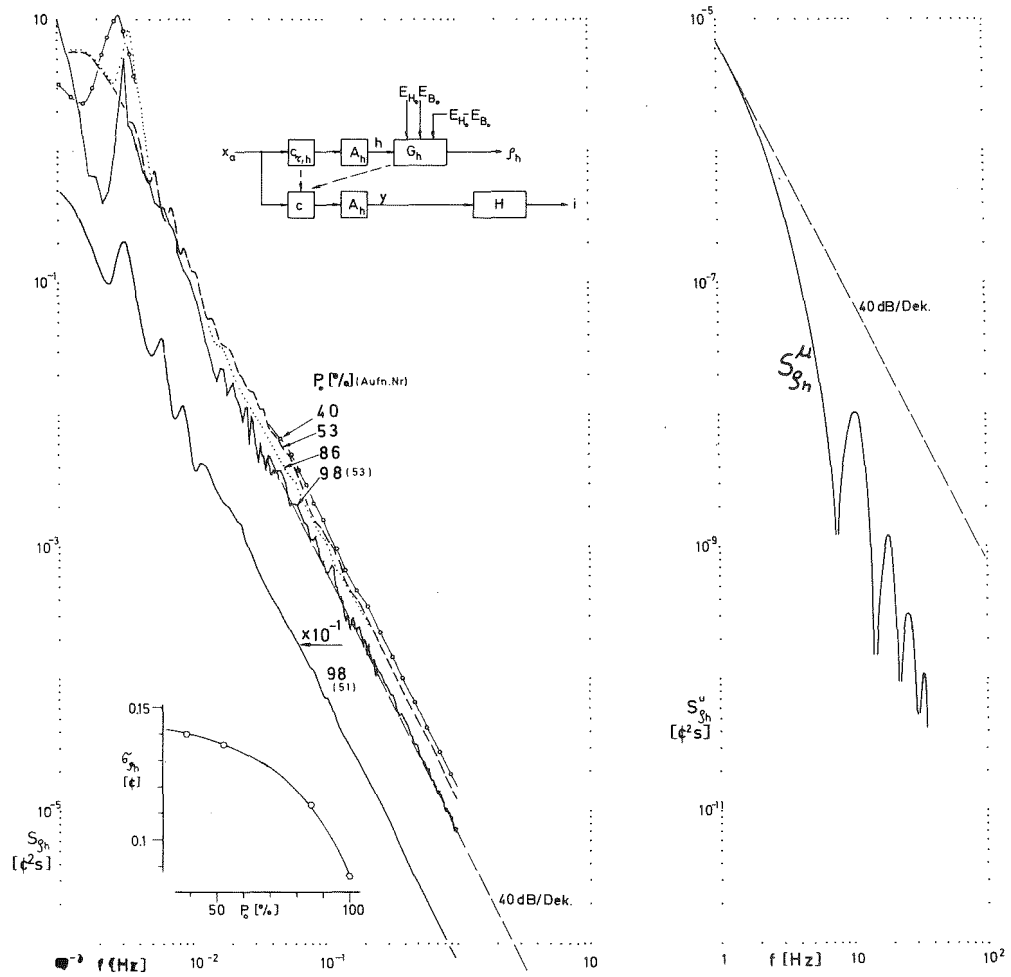


Abb. 29 Zusammenstellung der gemessenen SLD S_{ρ_h} des Reaktivitätsbeitrags durch Regelstabbewegungen und einer berechneten SLD $S_{\rho_h}^{\mu}$

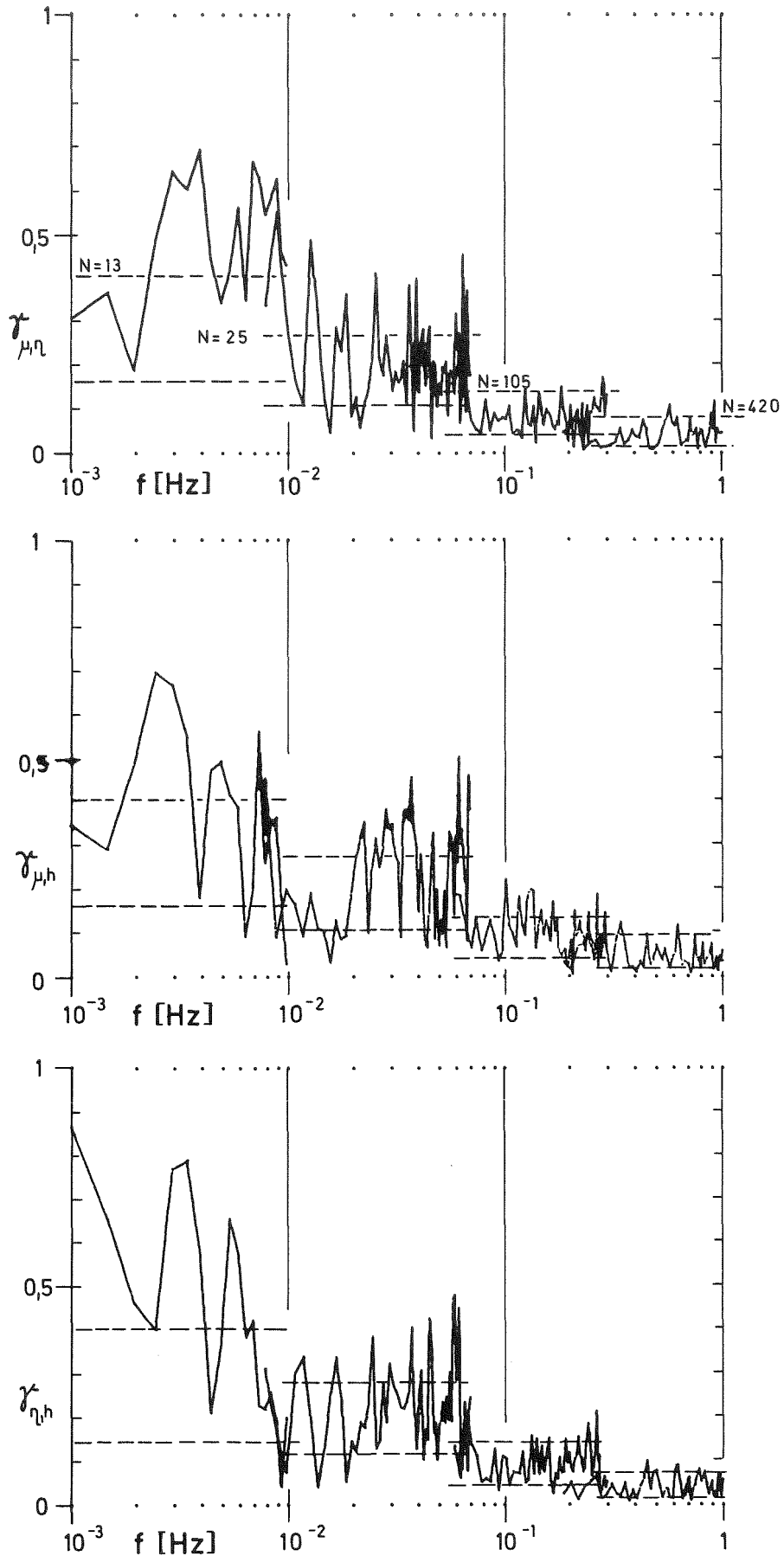


Abb. 30 Kohärenzfunktion zwischen den Meßgrößen der Gruppe GI
— — — Vertrauensgrenze für die Kohärenz

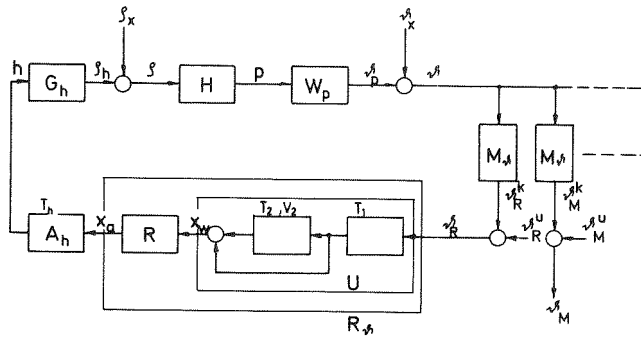


Abb. 31 Blockdiagramm zur Berechnung der Rückkopplung FII

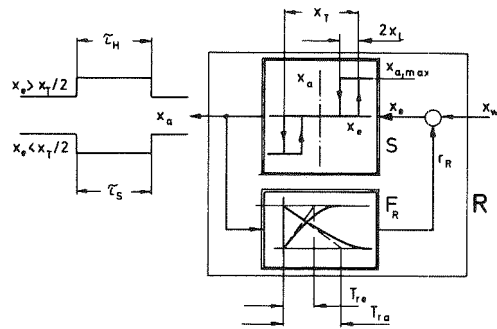


Abb. 32 Schaltcharakteristik des Reglers R

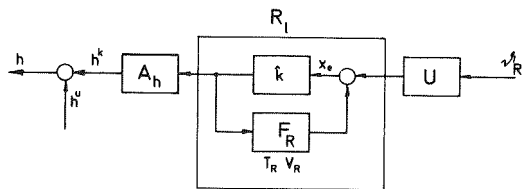


Abb. 33 Blockdiagramm zur Linearisierung von R

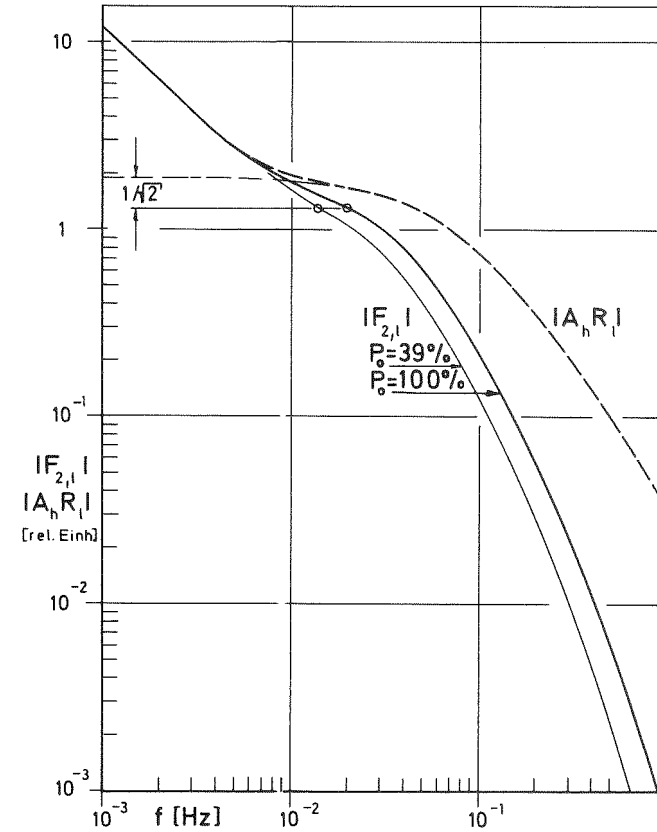


Abb. 34 Betrag der linearisierten Übertragungsfunktion $|F_{2,1}|$ der Rückkopplung FII

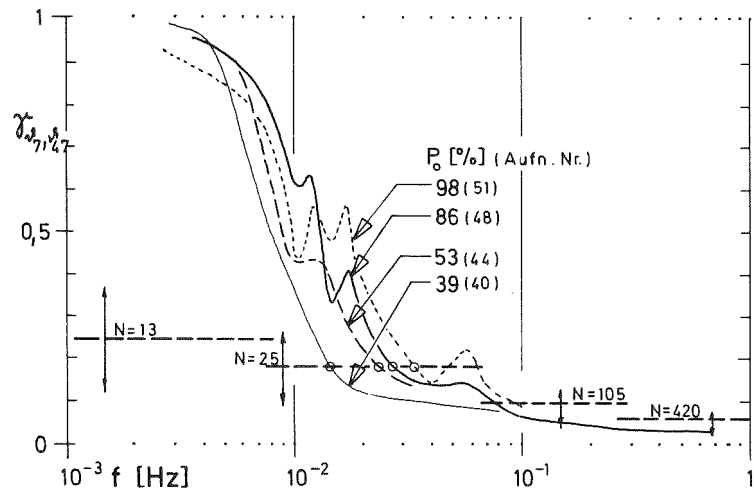
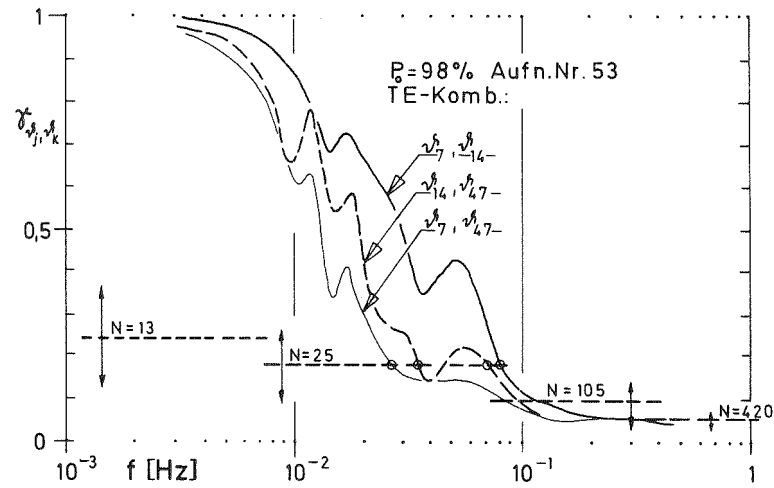


Abb. 35 Kohärenzfunktion zwischen den Signalen von Thermoelementen auf verschiedenen Corepositionen

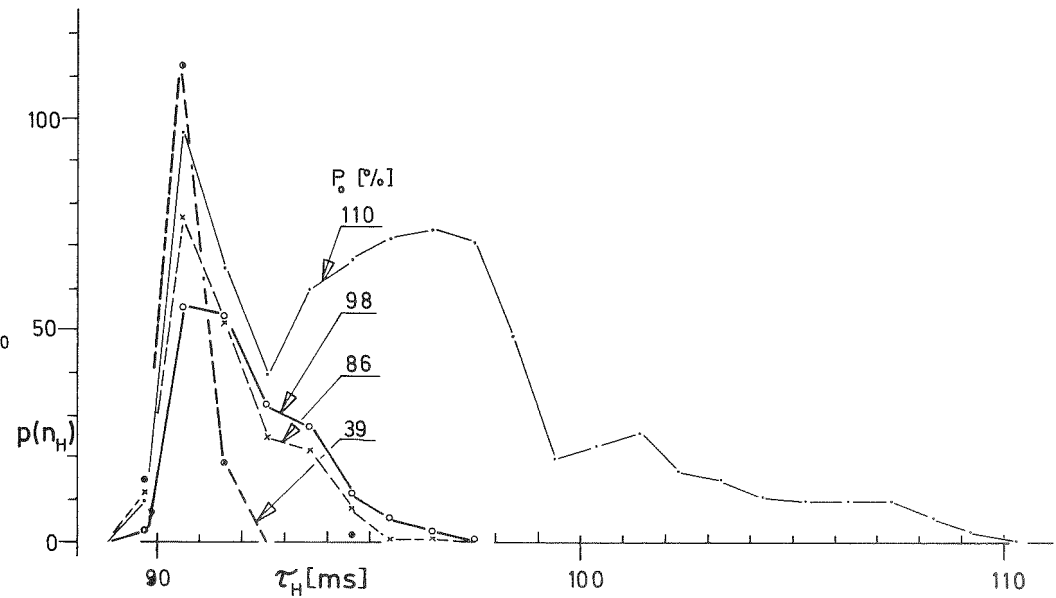


Abb. 37 Verteilung der Impulsdauern τ_H des Reglerausgangssignals x_a

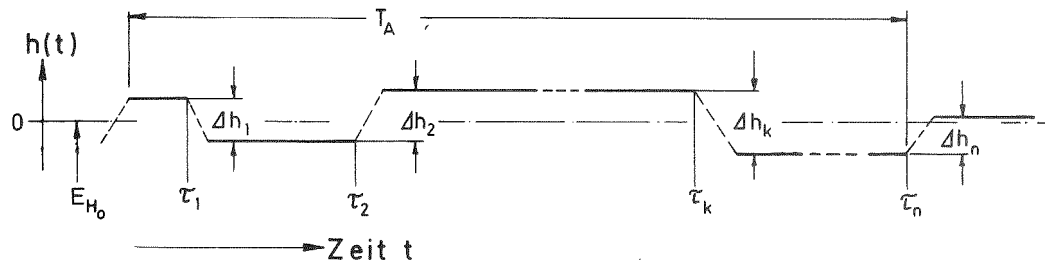


Abb. 36 Schematische Darstellung eines Impulzuges der Regelstabbewegungen $h(t)$

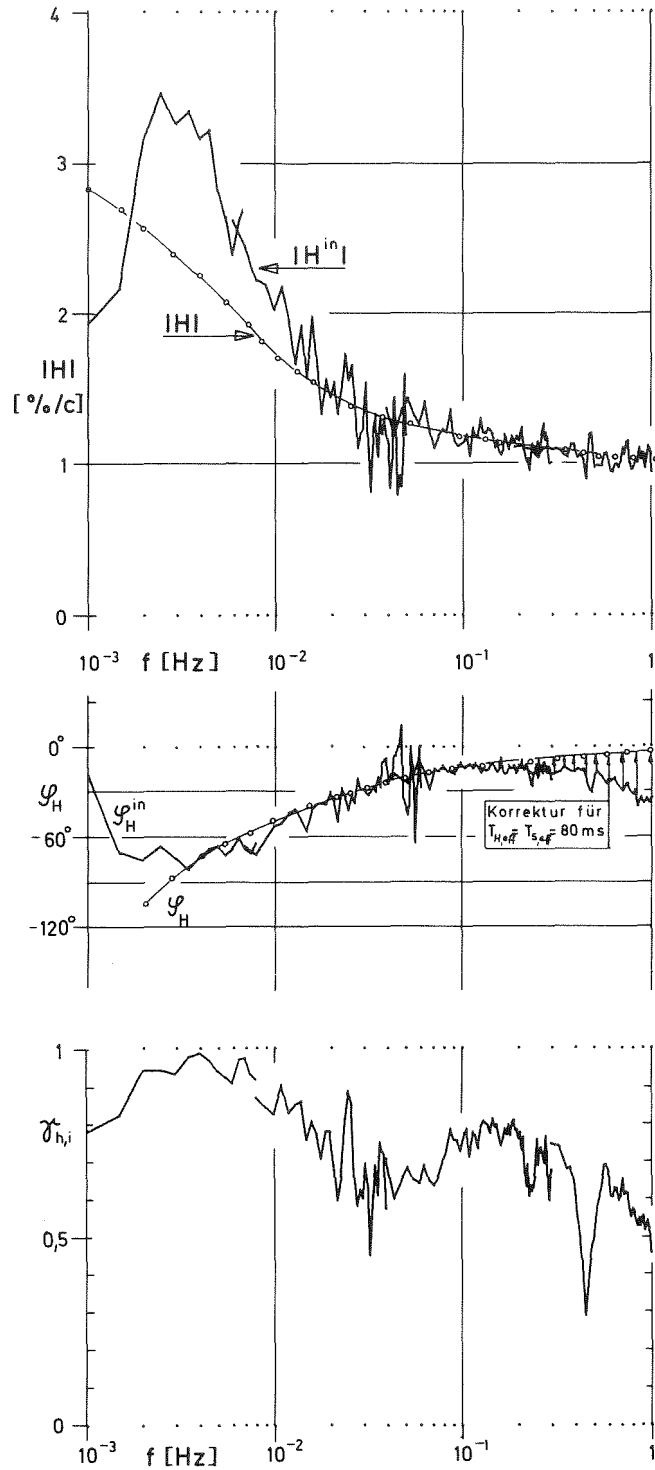


Abb. 38 Vergleich zwischen der mit inhärentem Rauschen gemessenen (H^{in}) und der berechneten (H) Übertragungsfunktion zwischen Reaktivität und Leistung ($P_o = 53$ %, Anfn. Nr.44)

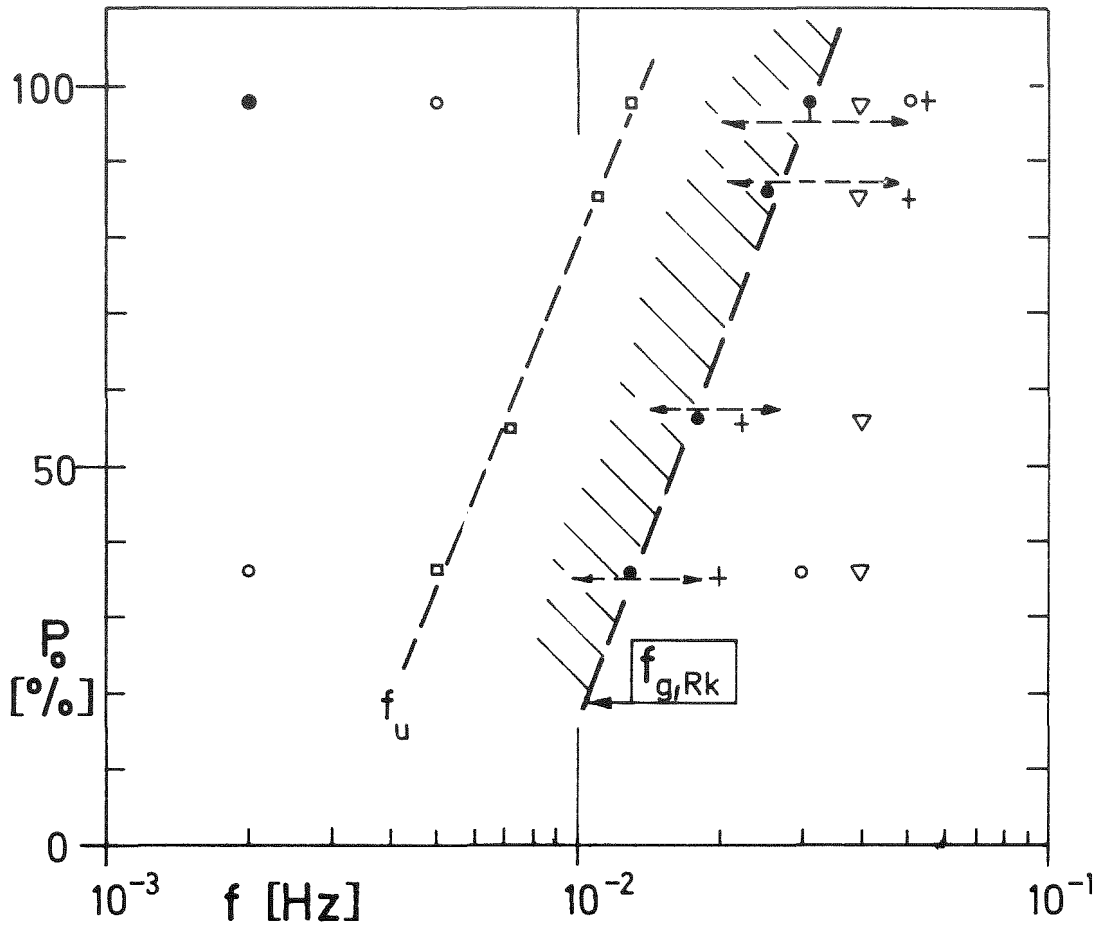


Abb. 39 Zusammenstellung der mit verschiedenen Verfahren ermittelten Entkopplungsfrequenzen $f_{g,k}$ bzw. $f_{g,Rk}$

- Übertragungsfunktion mit Tiefpaßcharakteristik (Kap. 6.3.1)
- Kohärenzmessungen (Kap. 6.3.2), $\leftarrow - \rightarrow$ Schwankungsbereich bei Verwendung unterschiedlicher TE-Kombinationen
- ▽ unkorrelierte Regelstabbewegungen (Kap. 6.3.3)
- + Vergleich von H mit H^{in} (Kap. 6.3.4)

□ Umlauffrequenz f_u des Natriums in den Primärkreisläufen nach Abb. 26

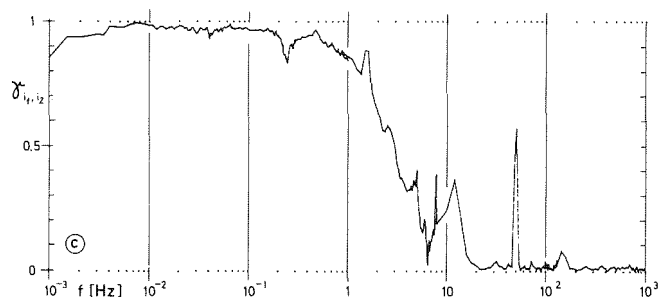
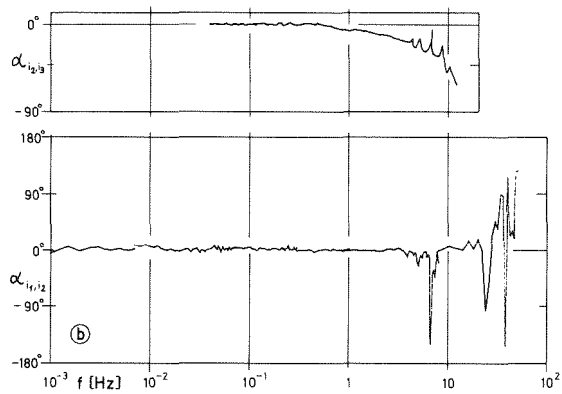
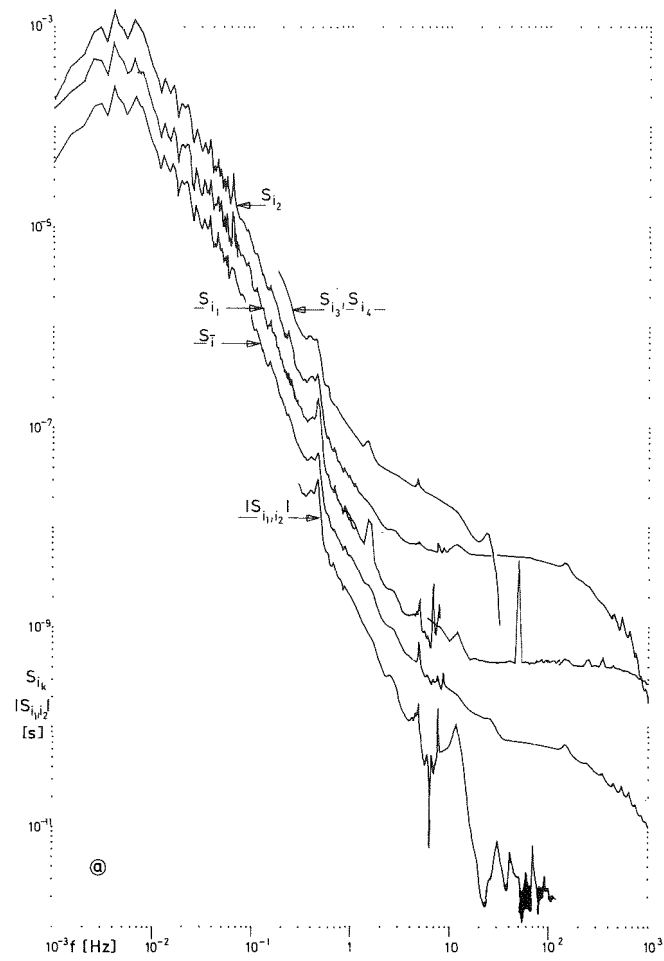


Abb. 40 Vergleich des an verschiedenen Orten gemessenen Neutronenrauschens

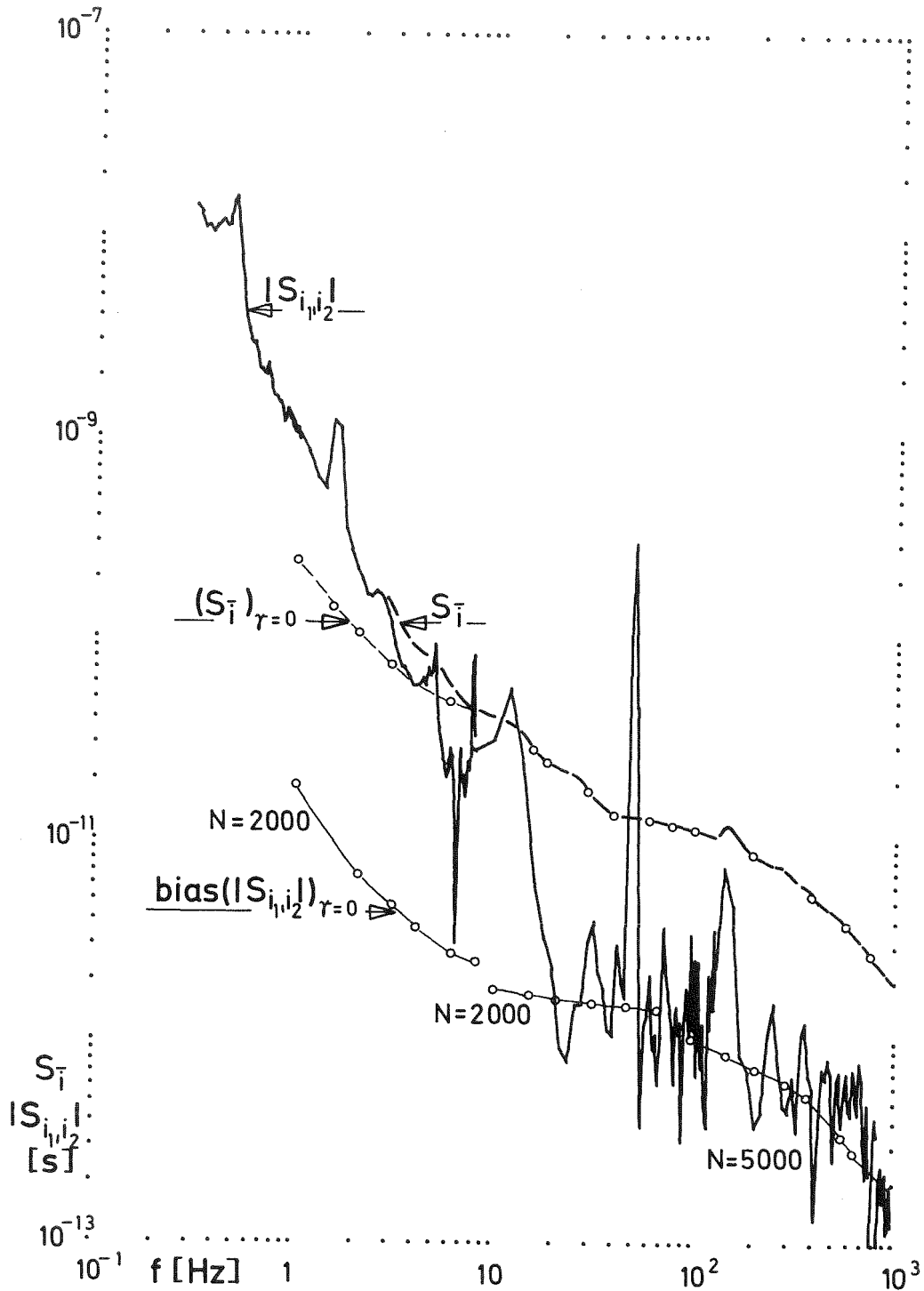


Abb. 41 Ermittlung der Grenzfrequenz nachweisbarer Reaktivitätsfluktuationen $f_{g,\rho}$

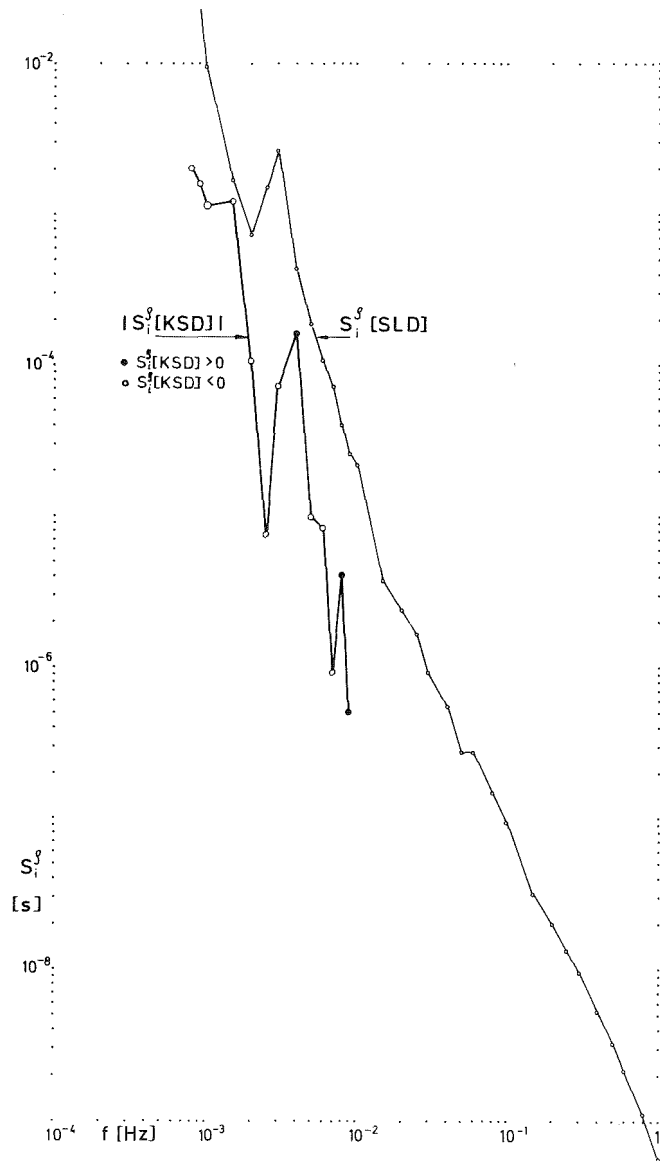


Abb. 42 Beitrag der Rauschquellen der Gruppe GI zum Neutronenrausch^{en} über die (S_i^0 [SLD]) und die KSD (S_i^0 [KSD])

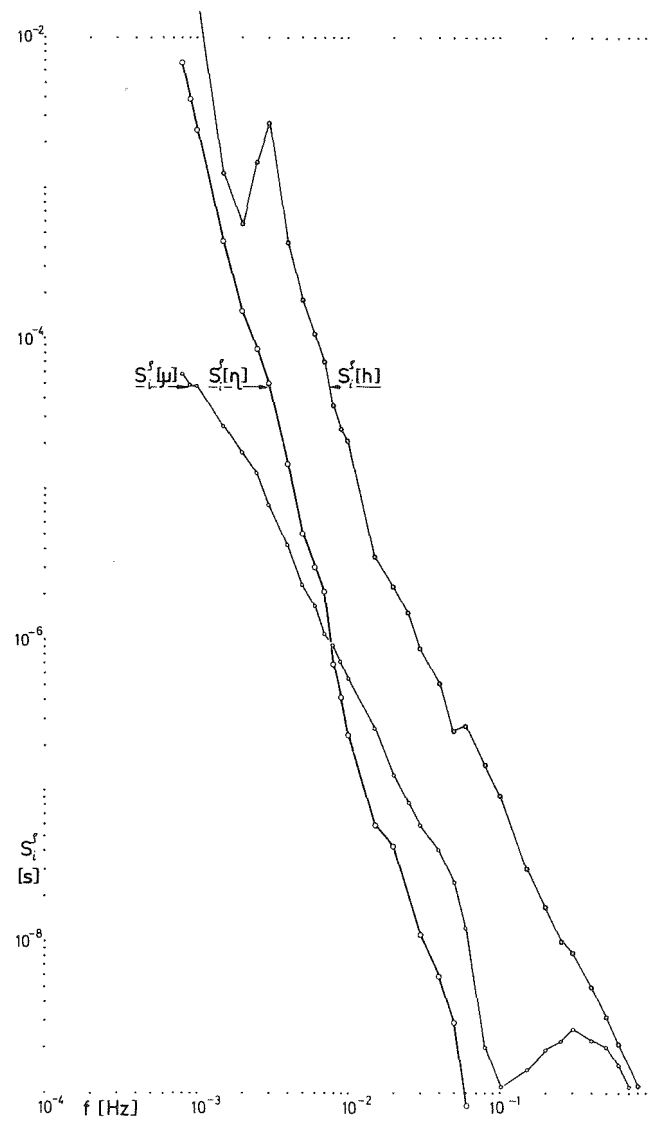


Abb. 43 Beitrag der einzelnen Rauschquellen der Gruppe GI zum Neutronenrauschen über die jeweiligen SLD

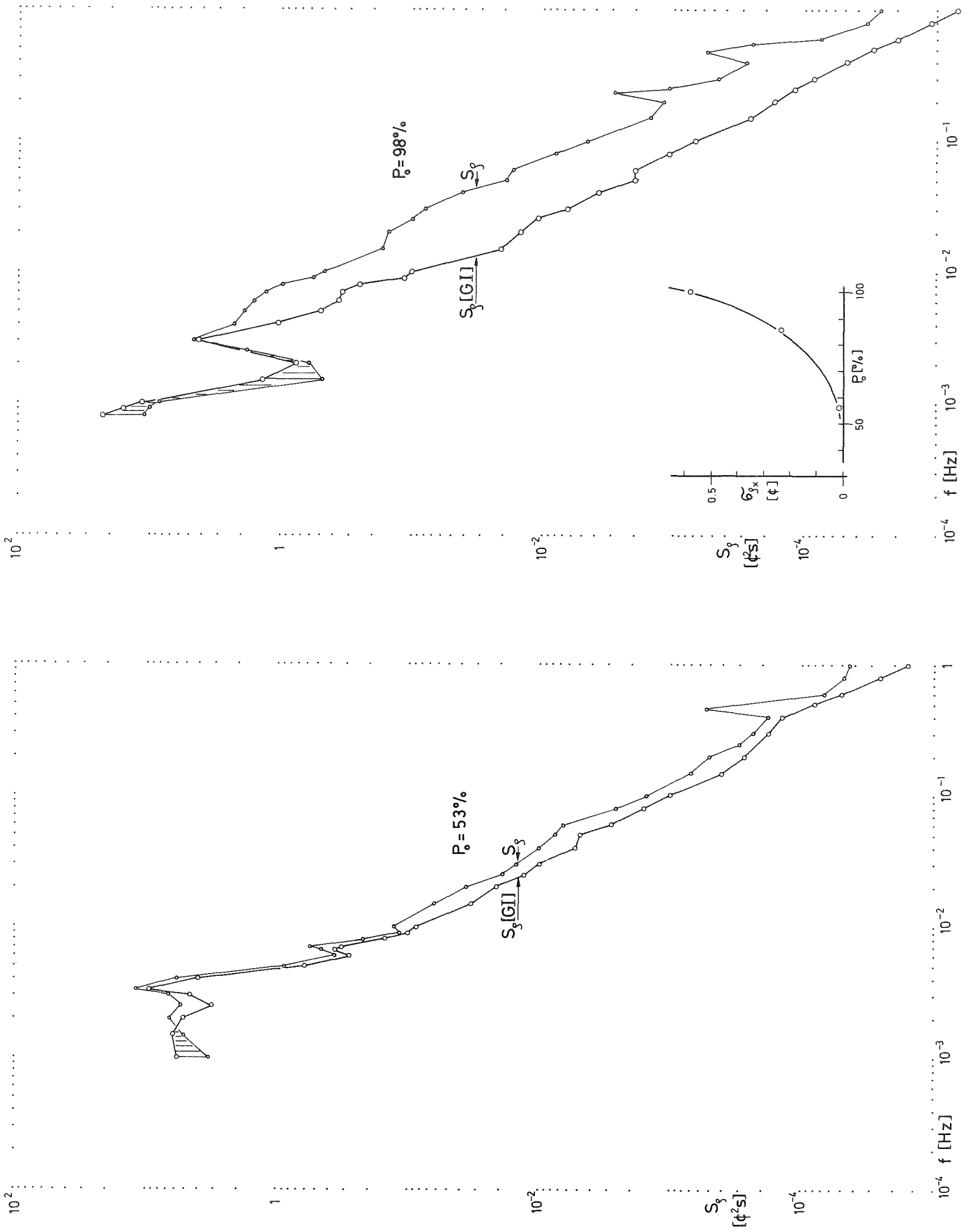


Abb. 44 Vergleich der SLD des quantitativ identifizierten Beitrags $S_p [GI]$ mit der SLD des gesamten Reaktivitätsrauschens S_p

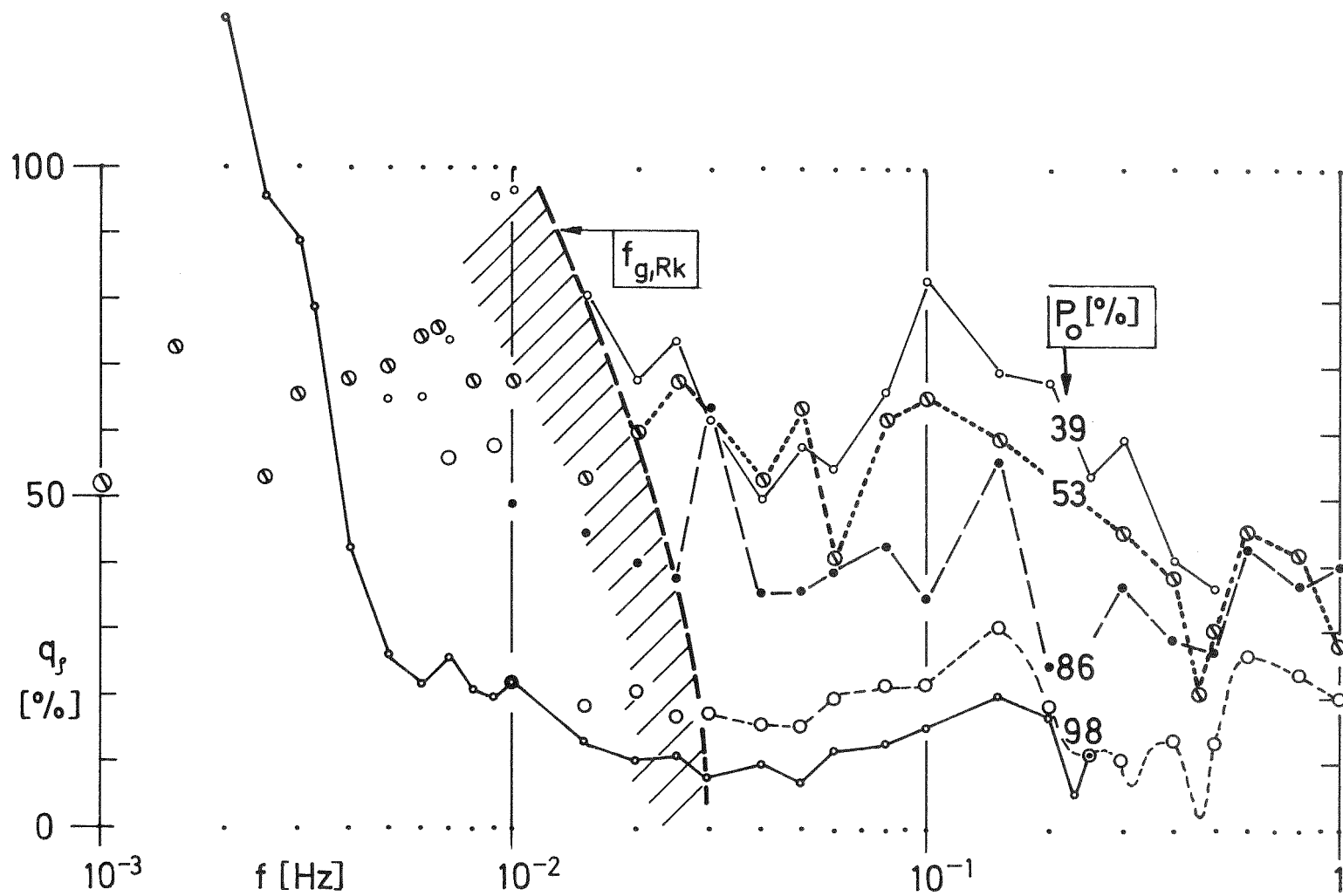


Abb. 45 Verlauf des Gütequotienten q_p bei verschiedenen Reaktorleistungen P_0

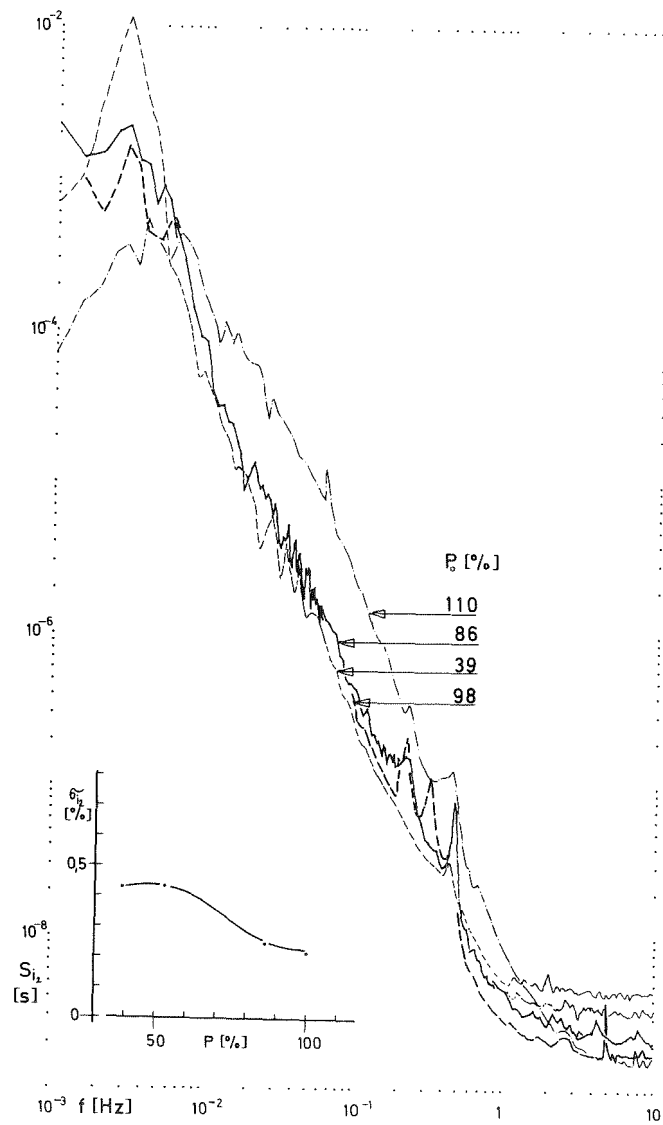


Abb. 46 Einfluß der Reaktorleistung P_0 auf die SLD des Neutronenrauschens

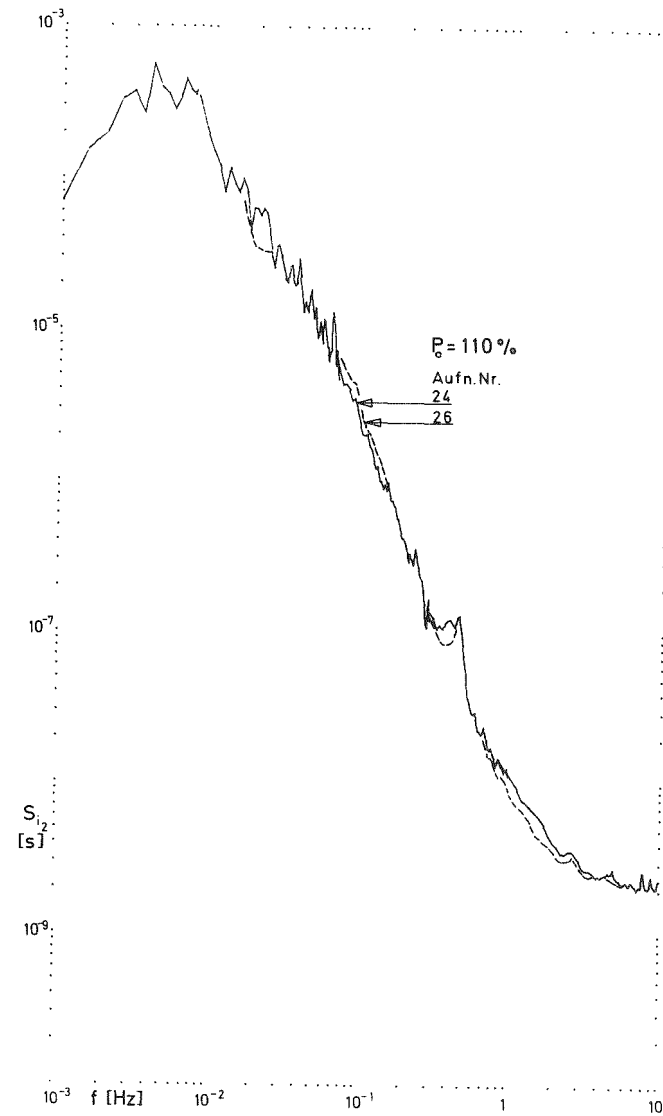


Abb. 47 Untersuchungen zur Reproduzierbarkeit des Neutronenrauschens bei gleichem Anlagenzustand und geringen Abbranddifferenzen

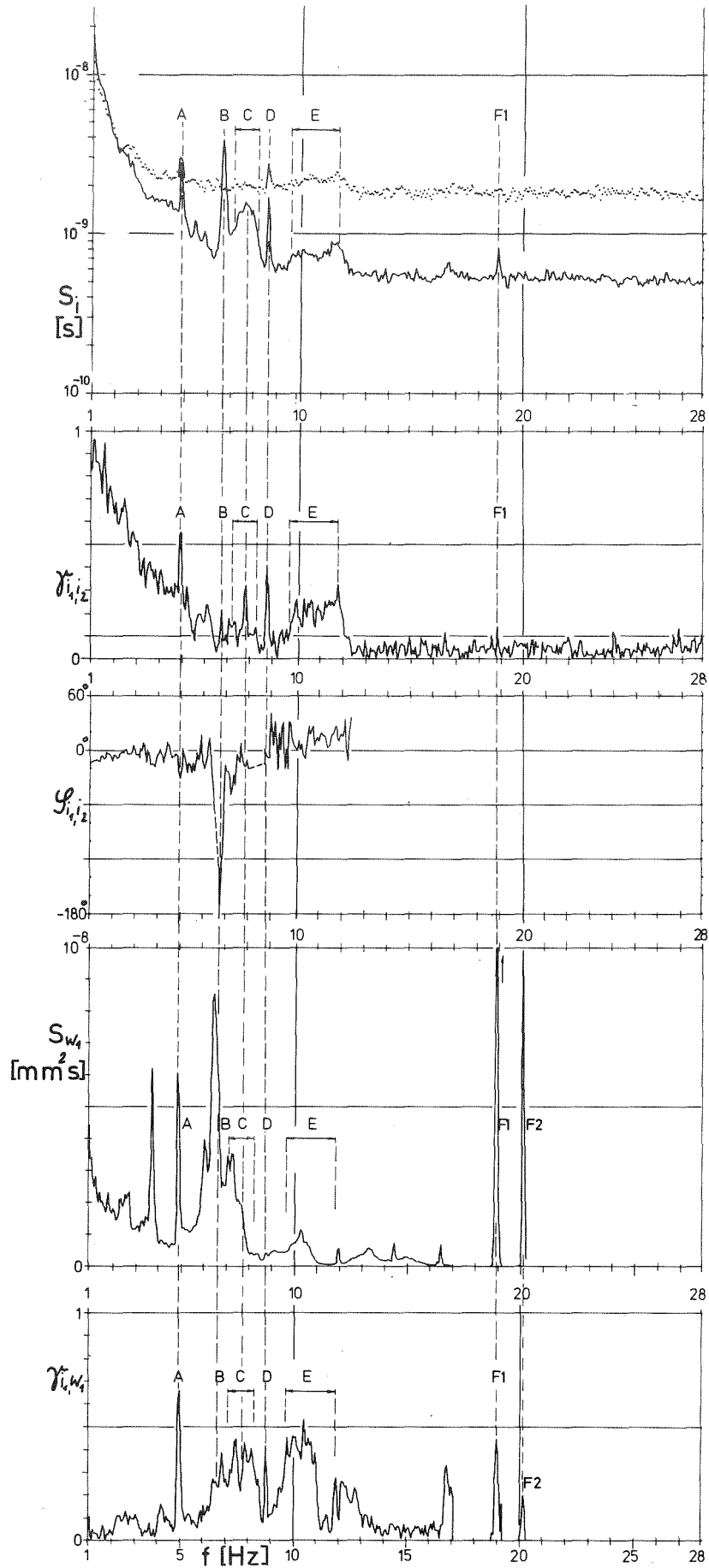


Abb. 48 Untersuchung des Neutronenrauschens im Frequenzbereich von 1 Hz bis 28 Hz

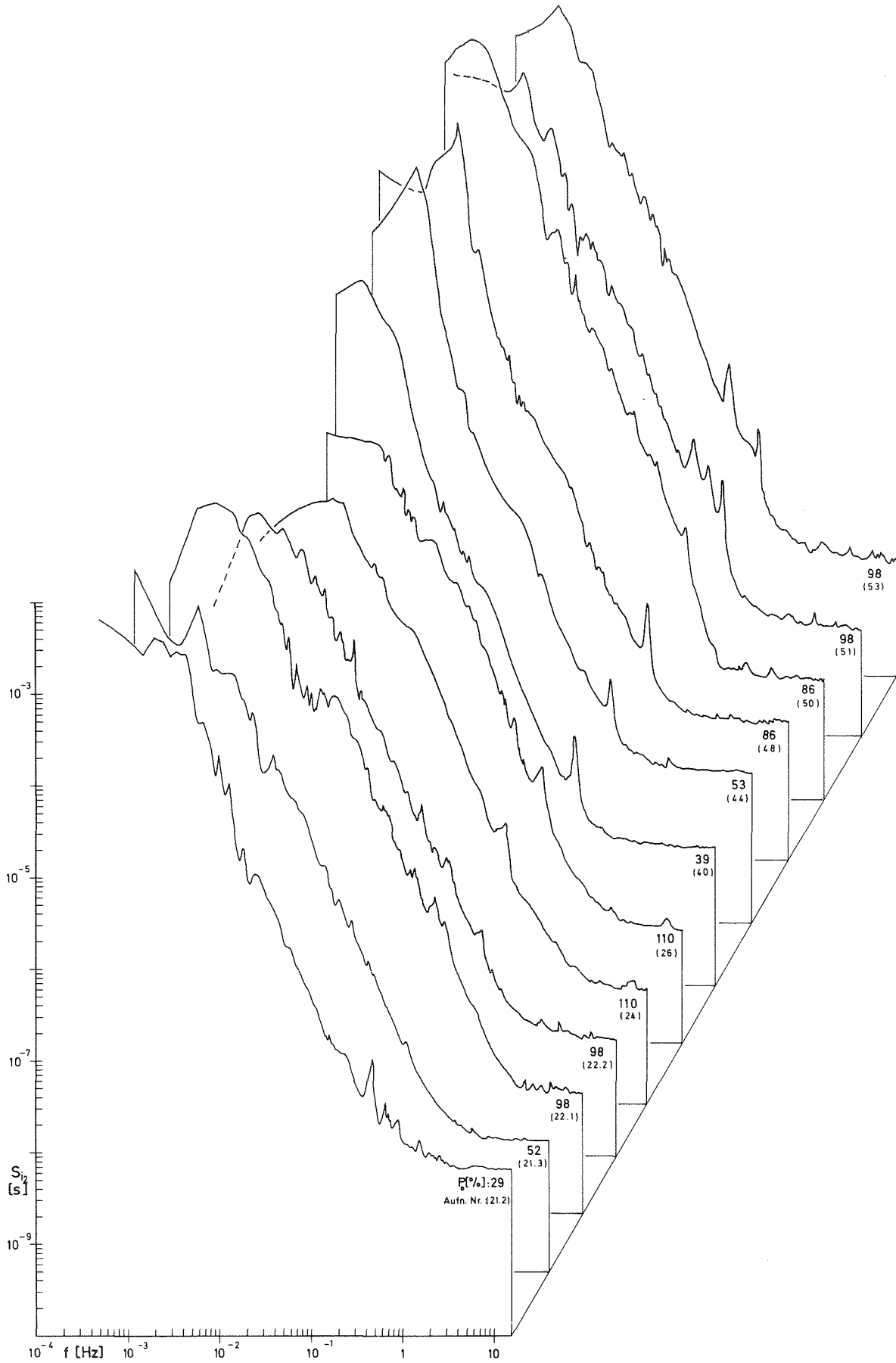


Abb. 49 Zusammenstellung einiger SLD des Neutronenrauschens während des Beobachtungszeitraums

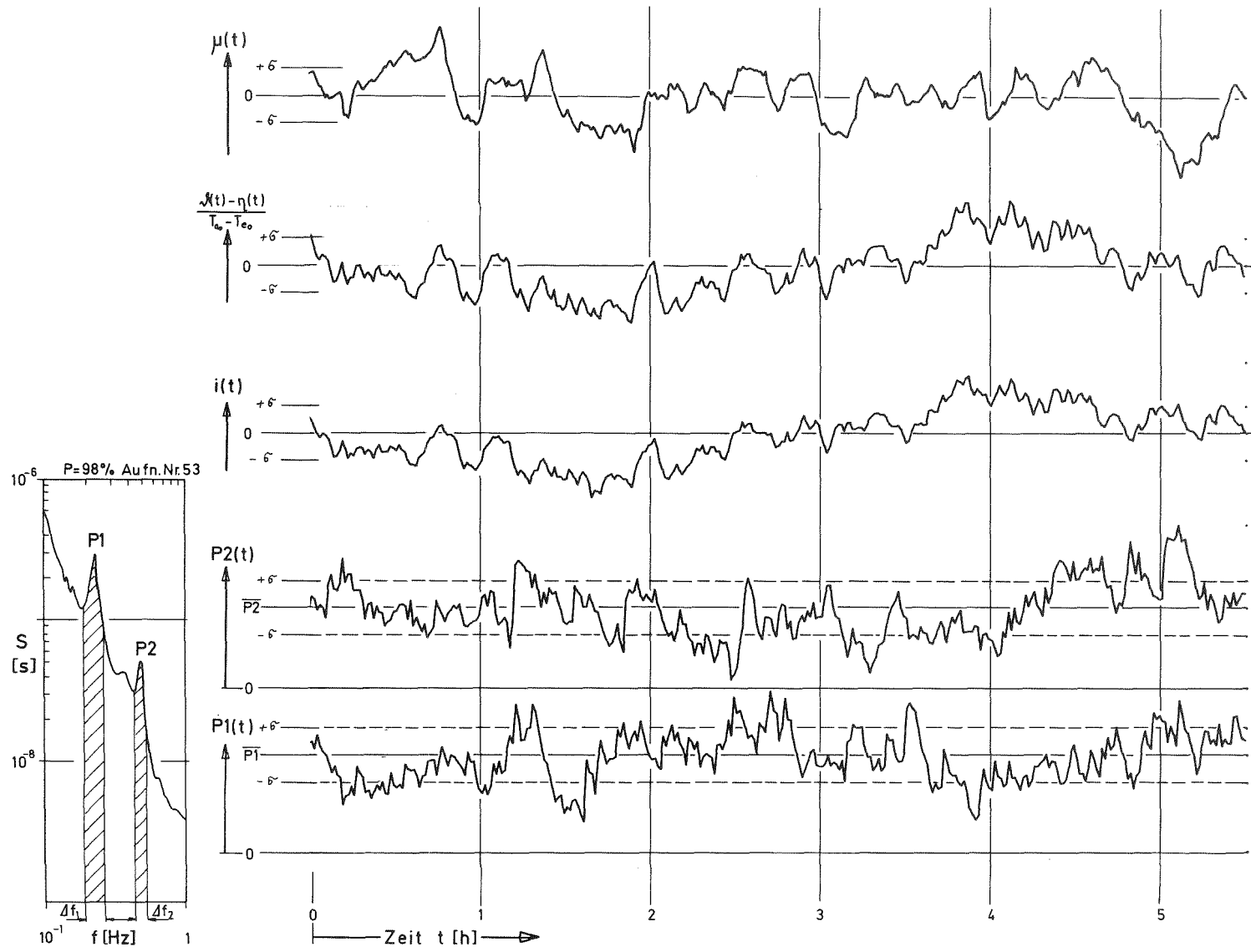


Abb. 50 Zeitabhängigkeit der Werte der SLD des Neutronenrauschens in den Frequenzintervallen Δf_1 und Δf_3

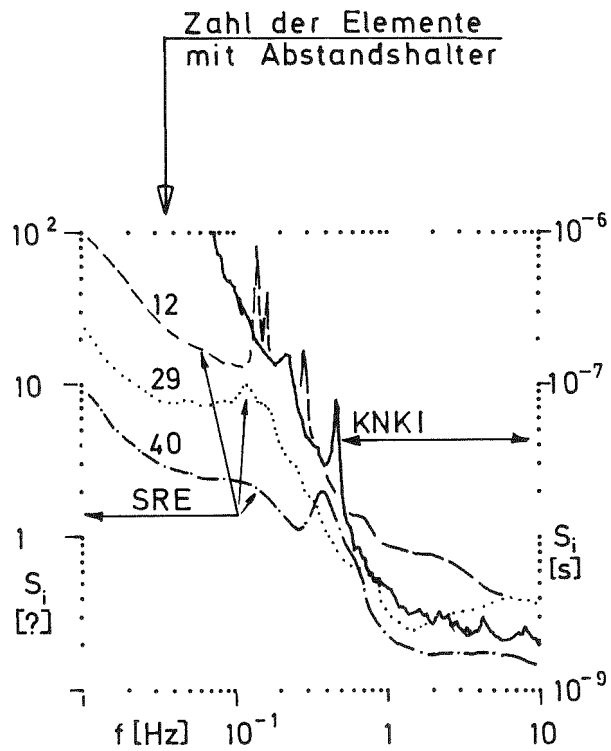


Abb. 51 Qualitativer Vergleich des KNK I und SRE Neutronenrauschens

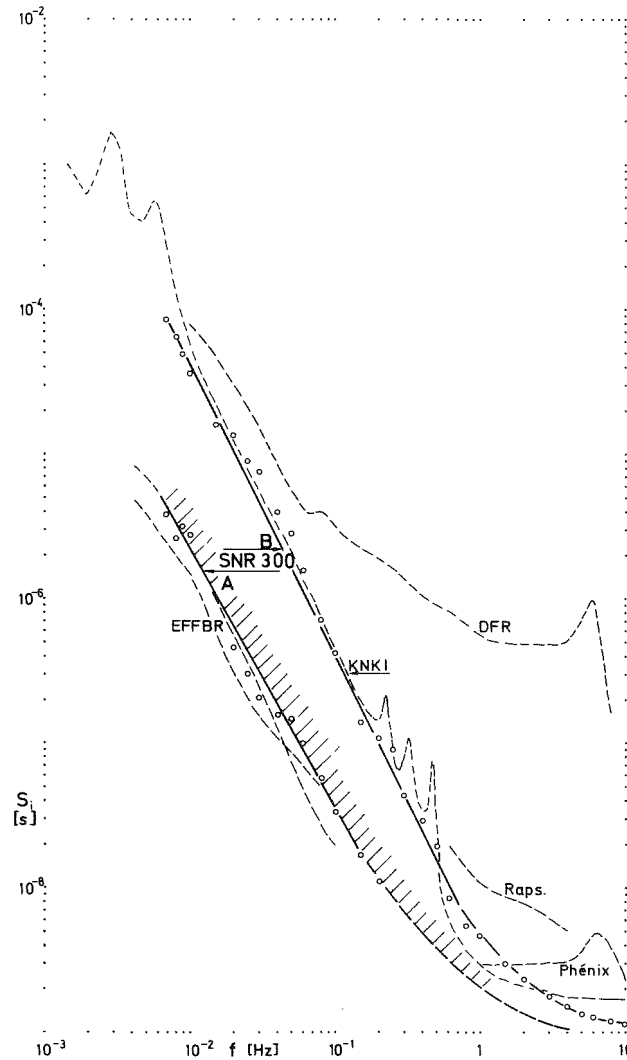


Abb. 52 Erwartetes Neutronenrauschen für den SNR 300

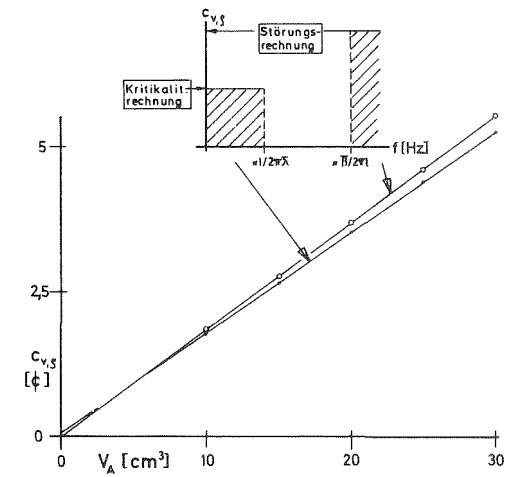


Abb. 53 Vergleich der mit Kritikalitäts- und Störungsrechnung ermittelten Reaktivitätsänderungen als Funktion des radial bewegten Absorbervolumens V_A

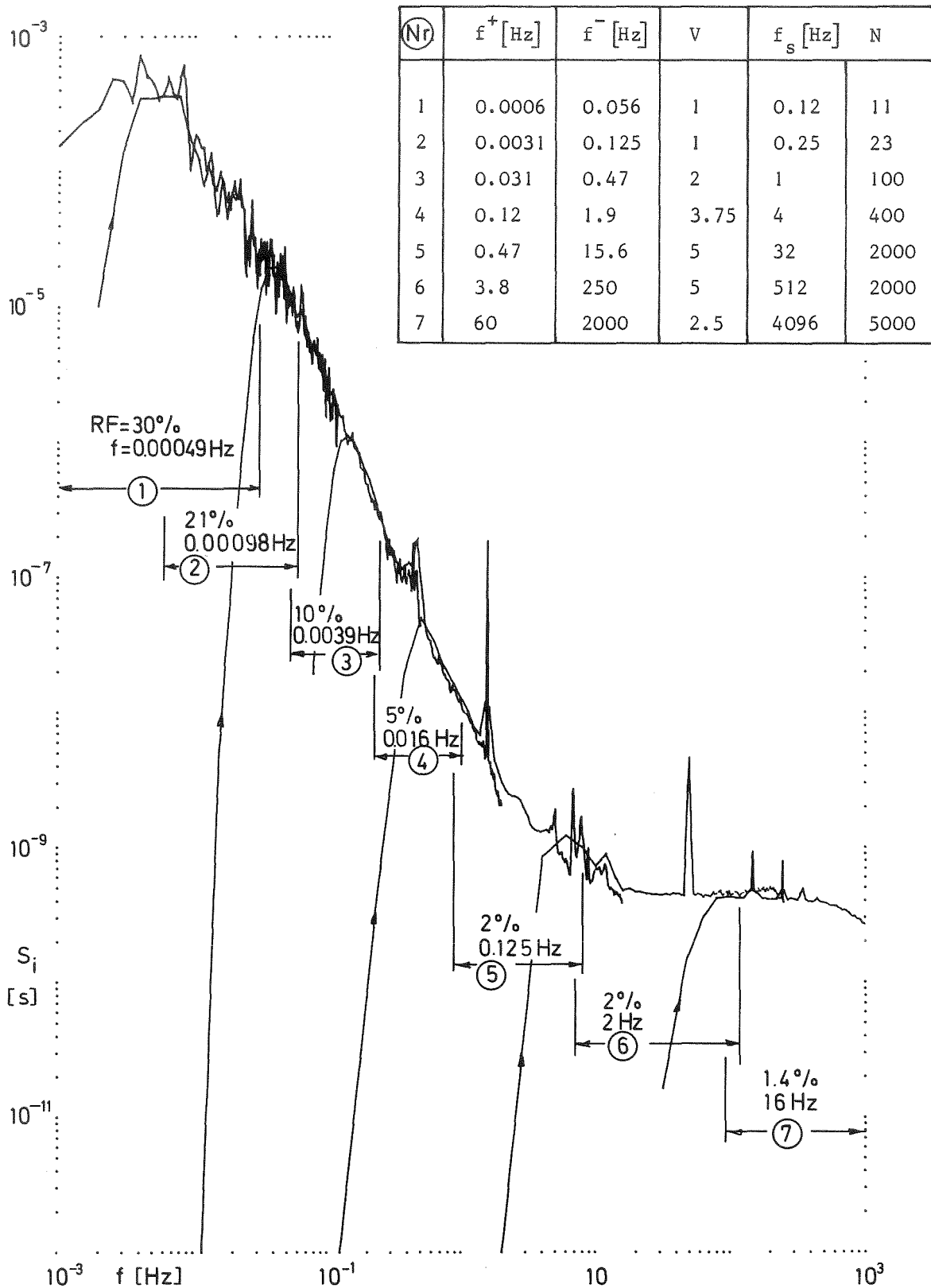


Abb. A1 Erläuterung der speziellen Analysetechnik am Beispiel einer SLD S_i