

GKSS 81/E/20

NS OTTO HAHN – Erstes deutsches Kernenergieschiff

GKSS-Forschungszentrum Geesthacht
Postfach 1100 • 21473 Geesthacht
4. Expt.

Als Manuskript vervielfältigt.

Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor.

GKSS-Forschungszentrum Geesthacht GmbH
2054 Geesthacht · Max-Planck-Straße · Postfach 11 60 · Tel. (04152) 12-1

GKSS 80/E/20

NS OTTO HAHN - Erstes deutsches Kernenergieschiff

326 Seiten mit 111 Abbildungen und 31 Tabellen

Zusammenfassung

Das NS OTTO HAHN ist das erste und bisher einzige nuklear angetriebene Fracht- und Forschungsschiff Europas. Es wurde 1968 in Dienst gestellt und war dann fast elf Jahre lang ohne technische Störungen in Betrieb. Danach lagen die wesentlichen mit der nuklearen Antriebsanlage gewonnenen Erfahrungen und Erkenntnisse vor. Das Schiff wurde deshalb 1979 stillgelegt. Bis Ende 1981 werden alle aktivierten und kontaminierten Anlagenteile vom Schiff entfernt oder dekontaminiert sein. Das Schiff kann dann für eine konventionelle Nutzung freigegeben werden.

In der vorliegenden Schrift wird das NS OTTO HAHN eingehend beschrieben sowie über die Betriebserfahrungen und die durchgeführten Forschungsarbeiten berichtet. Alle früheren Veröffentlichungen der GKSS zum gleichen Thema sind aufgeführt.

Abstract

The NS OTTO HAHN is the first and only European nuclear propelled cargo and research vessel. She entered service in 1968 and was operated for 11 years without any technical failure. The essential experience and know-how about the nuclear propulsion unit is available now. Therefore the ship was decommissioned in 1979. Until the end of 1981 all activated and contaminated components will be removed and decontaminated. The ship can then be released for conventional utilization.

In this book the NS OTTO HAHN is described in detail and the experiences of operation as well as research and development activities are reported. All earlier publications of GKSS on the same subject are listed.

Inhaltsverzeichnis

Vorwort	9
<u>1. Einleitung</u>	11
<u>2. Schiff und Anlage</u>	15
2.1. Schiff	15
2.1.1. Entwurfskonzept	15
2.1.2. Schiffskörper	18
2.1.3. Ausrüstung	26
2.1.4. Besatzung und Betriebsorganisation	29
2.2. Antriebsanlage	32
2.2.1. Entwurfskonzept	32
2.2.2. Aufbau	37
2.2.3. Nukleares Dampferzeugersystem	37
2.2.4. Maschinenanlage	45
2.2.5. Elektrische Anlagen	47
2.2.6. Anlagen zur Handhabung der Brennelemente	54
2.2.7. Strahlenschutzeinrichtungen	59
2.3. Sicherheitskonzept	60
2.3.1. Allgemeine Grundlagen	60
2.3.2. Kernenergie-schiffsspezifische Auslegungsgrundlagen	61
2.3.3. Reaktorspezifische Auslegungsgrundlagen	67
2.3.4. Abschirmungsgrundlagen	70
<u>3. Betriebserfahrungen</u>	73
3.1. Inbetriebnahme	73
3.1.1. Anfahrprogramm	73
3.1.2. Probefahrten	75
3.2. Schiffsbetrieb	78
3.2.1. Forschungsreisen	78
3.2.2. Ladungsreisen	79
3.2.3. Hafenanläufe	79
3.3. Nautische und schiffstechnische Erfahrungen	82
3.3.1. Steuerfähigkeit und Seeverhalten	82

3.3.2. Schiffssicherheit	83
3.3.3. Personal und Ausbildung	85
3.4. Anlagenerfahrungen	86
3.4.1. Nukleares Dampferzeugersystem	86
3.4.2. Haupt- und Hilfsanlagen	106
3.5. Genehmigungserfahrungen und sicherheitstechnische Weiterentwicklung	114
3.5.1. Bau- und Inbetriebnahmegenehmigung	114
3.5.2. Brennelement-Handhabung	117
3.5.3. Backfittung-Maßnahmen	118
3.5.4. Leitlinienvergleich	120
3.5.5. Hafenanlaufgenehmigungen	122
3.6. Europäische Zusammenarbeit beim Bau und Betrieb	124
3.6.1. Zusammenarbeit mit der Europäischen Atomgemeinschaft	124
3.6.2. Probleme der Zusammenarbeit	124
3.6.3. Erfahrungsaustausch	124
<u>4. Forschungs- und Entwicklungsarbeiten</u>	127
4.1. Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum Bau des NS OTTO HAHN	127
4.1.1. Kernauslegung und kritische Experimente	127
4.1.2. Brennelemente	136
4.1.3. Abschirmung	159
4.1.4. Reaktordynamik und Störfallanalyse	165
4.1.5. Maschinenbauliche Auslegung	170
4.1.6. Schiffbauliche Auslegung	174
4.2. Begleitendes Forschungs- und Entwicklungsprogramm für den Schiffsreaktor	179
4.2.1. Abbrandversuche (feste abbrennbare Neutronengifte)	179
4.2.2. Thermofluidynamische Experimente	190
4.2.3. Strahlenschutzuntersuchungen (Primärkreislaufaktivität)	192
4.2.4. Naturumlaufversuche	196
4.2.5. Experimente auf dem Schlingerstand und Schwingungstests	197
4.2.6. Anfahrprogramme nach den Brennelementwechseln	204
4.2.7. Experimente zum System See/Schiff/Reaktor	216
4.2.8. Chemische Kreislaufuntersuchungen	223
4.2.9. Turbinenuntersuchungen	229

4.3. Begleitende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für das Kernenergieschiff	235
4.3.1. Dampferzeugerentwicklung	235
4.3.2. Schiffssicherheitsuntersuchungen	236
4.3.3. Aktiver und passiver Kollisionsschutz	242
4.3.4. Schwingungsuntersuchungen	245
4.3.5. Untersuchungen zur Manövrierfähigkeit	254
4.3.6. Krängungsausgleichsversuche	260
4.4. Weiterentwicklung des FDR-Konzeptes	262
4.4.1. Besonderheiten des Konzeptes	262
4.4.2. Primärsystem	266
4.4.3. Nebenanlagen- und Elektroversorgungssysteme	271
4.5. Teilnahme des NS OTTO HAHN an verschiedenen Forschungsprogrammen	271
4.5.1. Schiffbauliche Messungen	271
4.5.2. Satelliten-Navigation	272
4.5.3. Seenotrufsystem über Satelliten	273
4.5.4. Meerwasserentsalzung	274
4.5.5. Meereschemie	277
<u>5. Wirtschaftliche Daten des Betriebs</u>	283
5.1. Investitionskosten	283
5.2. Betriebsaufwendungen	284
5.3. Erträge	287
<u>6. Stilllegungskonzept</u>	289
<u>7. Schlußbetrachtung</u>	291
<u>8. Literatur</u>	293
8.1. Erprobungsberichte	293
8.2. GKSS-Berichte	296
8.3. Reports anderer Institutionen	302
8.4. Veröffentlichungen in Fachzeitschriften und Jahrbüchern	304
8.5. Veröffentlichungen in Konferenzberichtswerken	315
8.6. Beiträge in den GKSS-Jahresberichten	323

Vorwort

Im Mittelpunkt der Arbeiten der Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. - sie wurde im Herbst 1979 umbenannt in GKSS-Forschungszentrum Geesthacht GmbH - stand in den ersten 15 Jahren nach ihrer Gründung im Jahre 1956 die Entwicklung von Kernenergieantrieben für Seeschiffe. Dabei spielten Bau und Betrieb des NS OTTO HAHN eine herausragende Rolle.

Die Gesellschaft legt hiermit eine zusammenfassende Dokumentation über das NS OTTO HAHN vor, in der auch die zahlreichen Veröffentlichungen, die während der Entwicklungs-, Bau- und Betriebsphase des Schiffes herausgegeben wurden, aufgelistet sind.

Das NS OTTO HAHN wurde im Februar 1979 stillgelegt. Über die Stilllegungsarbeiten wird nach ihrem Abschluß ein weiterer Bericht erscheinen.

Gemeinsam mit dem 'Abschlußbericht NCS 80 Nukleares Container-Schiff' dokumentiert der vorliegende Bericht den in der Bundesrepublik Deutschland durch die Förderung des Bundes und der vier norddeutschen Küstenländer erreichten hohen Stand der Entwicklung von nuklearen Schiffsantrieben. Die kommerzielle Phase kann in der Bundesrepublik begonnen werden, sobald die wirtschaftliche Konkurrenzfähigkeit mit anderen Antriebsanlagen, vor allem als Folge steigender Kosten für fossile Brennstoffe, gegeben ist.

Wir danken unseren Mitarbeitern, allen Institutionen außerhalb der GKSS sowie allen Firmen, durch deren Einsatz und Ideenreichtum das Entwicklungsziel erreicht werden konnte.

GKSS-FORSCHUNGSZENTRUM GEESTHACHT GMBH

Geschäftsführung

Beiträge zu dieser Veröffentlichung lieferten die folgenden GKSS-Mitarbeiter:

Ahlf, J.	Krull, W.	Renner, H.
Bagge, E.	Kühl, H.	Richter, G.
Böddeker, K.W.	Lampe, H.	Schafstall, H.G.
Boie, H.	Lettnin, H.K.J.	Schnegelsberg, W.
Bünemann, D.	Lührs, G.	Schmidt, K.
Fiebig, R.	Manthey, H.J.	Schroeder, F.
Fock, H.	Matheisel, R.	Schwieger, E.
Frisius, F.	Melkonian, G.A.	Seeliger, D.
Großer, H.	Mertins, H.	Tiemann, A.
Henning, K.D.	Müller, A.	Völtzer, G.
Jager, W.	Müller, M.	Voigt, P.
Katsaounis, A.	Peltzer, M.	Wilhelm, H.
Kolb, M.	Penndorf, K.	Witte, G.
Koske, P.H.	Peters, C.H.	Woisin, G.
Kracht, H.	Reinhardt, K.H.	

Zusammenstellung der Beiträge: G.A. Melkonian

Redaktionelle Bearbeitung: H.K.J. Lettnin und S. Otto

Fotos: GKSS-Forschungszentrum Geesthacht GmbH

Zeichnungen: Bild 107 Graphisches Atelier Büsche, 2000 Hamburg 50,
Bilder 54, 57, 58, 59 und 61 Gunther Engelbert, 2000 Hamburg 62,
alle übrigen GKSS-Forschungszentrum Geesthacht GmbH

Lithos: Alexander & Weinert, 2000 Hamburg 70

Druck: Druckerei Paul-Gerhard Kuhls, 2000 Hamburg 6

Einband: Willy Schacht Verlagsbuchbinderei Papierverarbeitung,
2000 Hamburg 76

Einleitung

Bereits Ende der vierziger Jahre, als die ersten stationären Kernenergieanlagen aus ihrem Experimentierstadium zu Prototypanlagen entwickelt wurden, tauchte auch der Gedanke auf, die Kernenergie für mobile Anlagen zu nutzen.

Unter wirtschaftlichen Gesichtspunkten schien seinerzeit nur der nukleare Schiffsantrieb realisierbar. Er bot sich im militärischen Bereich geradezu als prädestiniert für U-Boote an. Erste Anregungen hierfür wurden bereits 1939 in einem US-Marine-Memorandum ausgesprochen. Die US-Marine legte deshalb bereits am 14.6.1952 das Atom-U-Boot NAUTILUS auf Kiel, das mit seinem ersten Kern ohne Brennstoffwechsel 55 000 sm zurücklegen konnte. Das erste kernenergieangetriebene Überwasserschiff war der US-Kreuzer LONG BEACH, der am 5.7.1961 seine Jungfernfahrt antrat. Sein erweiterter Aktionsradius kompensierte vom militärischen Standpunkt aus gesehen die hohen Herstellungskosten. Dies gilt auch für die Flotte der US-Flugzeugträger mit Kernenergieantrieb.

Die Unabhängigkeit kernenergiegetriebener Schiffe von der kurzfristigen Brennstoffnachfüllung veranlaßte die Sowjetunion, für ihre die Nordmeerroute befahrenden Schiffe einen nuklear angetriebenen Eisbrecher einzusetzen; auch hier entschied neben anderen positiven Aspekten der Vorteil des größeren Aktionsradius gegenüber den höheren Herstellungskosten. Das NS LENIN, ausgerüstet mit 3 Druckwasserreaktoren (DWR) von je 65 MW, konnte bereits Ende 1959 seine Tätigkeit in arktischen Gewässern aufnehmen. Aufgrund der guten Erfahrungen mit diesem ersten Eisbrecher hat die Sowjetunion eine zweite Generation noch stärkerer Eisbrecher, die NS ARKTIKA und SIBIR in Dienst gestellt.

Die guten Betriebserfahrungen der mit Druckwasserreaktoren (DWR) ausgerüsteten US-U-Boote hatte die Maritime Administration inspiriert, auch ein mit einem solchem Reaktor angetriebenes Frachtschiff, die NS SAVANNAH (22 000 WPS, 69 MW), zu konzipieren, um diesen Schiffsantrieb ab 1962 im Bereich der Handelsschifffahrt zu testen. Als wesentliches Ergebnis der insgesamt achtjährigen Erprobungsfahrten kann festgehalten werden, daß ein mit Kernenergie angetriebenes Handelsschiff betriebssicher und auf See zuverlässig einsatzfähig

hig ist. 1970/71 wurde das NS SAVANNAH nach Erfüllung seines Programms und Entfernung des Kernbrennstoffs in Savannah (Georgia) außer Dienst gestellt.

Auch Japan als führende Schiffbaunation ließ 1967 ein ozeanographisches Forschungsschiff, das NS MUTSU (8 350 BRT, 10 000 WPS, 16,5 kn mit einem Druckwasserreaktor von 36 MW), bauen. Bei der Jungfernfahrt führten Mängel in der Primärabschirmung zu einer zu hohen Neutronenleckage. Das Schiff mußte deshalb vorläufig außer Betrieb genommen werden. Eine Änderung der Abschirmung in modifizierter Form ist vorgesehen. Man hofft, das NS MUTSU 1982/83 endgültig in Betrieb nehmen zu können.

In der Bundesrepublik Deutschland begann die Schiffsreaktorenentwicklung, als im August 1955 die Studiengesellschaft zur Förderung der Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt e.V. (KEST) und am 18.4.1956 die Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH (GKSS) in Hamburg unter Beteiligung namhafter deutscher Schiffswerften, Reedereien und Industrieunternehmen und unter Mitwirkung der Wirtschaftsministerien der vier norddeutschen Küstenländer gegründet wurden mit dem Ziel, gemeinsam die Verwendung der Kernenergie für den Antrieb von Handelsschiffen zu erforschen.

Als Instrumentarium für eigene Forschungsarbeiten erhielt die GKSS in Geesthacht-Tesperhude einen Forschungsreaktor für Material- und Abschirmungsversuche, einen Schlingerstand zur Funktionserprobung von Reaktorkomponenten in Originalabmessungen unter Seegangsbedingungen sowie Anlagen für Null-Leistungsexperimente. Ein Kollisionsteststand wurde im Auftrag der GKSS auf dem Gelände der Deutschen Werft AG in Hamburg errichtet. Die experimentellen Arbeiten wurden ergänzt von umfangreichen theoretischen Untersuchungen in den Bereichen Schiffbau und Reaktorphysik, so daß die GKSS sich bei der später zu erwartenden Auswahl von geeigneten Schiffsreakortypen ein eigenes unabhängiges Urteil bilden konnte.

Angeboten wurden die Reaktortypen (Organisch moderierter und gekühlter Reaktor), (Gasgekühlter feststoffmoderierter Reaktor), (Konventioneller Druckwasserreaktor) und (Fortschrittlicher Druckwasserreaktor). Die GKSS entschied sich Ende 1963 für den letztgenannten Typ. Ausschlaggebend war, daß sich der Druckwasserreaktor bereits als Land- und Schiffsreaktor bewährt hatte und seine kompakte Bauweise den Schiffsgegebenheiten am ehesten entsprach.

Die technischen Daten des dann gebauten Schiffes (siehe Bild 1) und seiner Antriebsanlage können den folgenden Kapiteln entnommen werden. Weiter wird über die Reisen und die Erfahrungen mit den Anlagen während des 10 1/2jährigen Betriebs ausführlich berichtet. Schließlich werden die umfangreichen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten beschrieben, die teilweise im Forschungszentrum in Geesthacht, teilweise an Bord des NS OTTO HAHN durchgeführt wurden.



Bild 1: NS OTTO HAHN vor Rio de Janeiro

Abschließend soll betont werden, daß das NS OTTO HAHN noch kein mit konventionell angetriebenen Schiffen wettbewerbsfähiges Handelsschiff war, sondern ein Forschungsschiff mit der Aufgabe, die Einsatzfähigkeit auf Schiffen für den ausgewählten Reaktor typ nachzuweisen und Betriebserfahrungen zu sammeln für die weitere Entwicklung von Schiffreaktoren für kommerzielle Kernenergieschiffe.

2. Schiff und Anlage

2.1. Schiff

2.1.1. Entwurfskonzept

1961 fiel der Entscheid für den Bau eines Forschungsschiffes mit nuklearem Antrieb. Das Konzept sah ein Massengutschiff von ca. 14 000 tdw vor. Gegenüber einem ursprünglich geplanten nuklearen Tanker bot dieses Konzept die Möglichkeit einer größeren Variation von unterschiedlicher Ladung auf verschiedenen Routen und für unterschiedliche Häfen.

Dem Prototypcharakter Rechnung tragend ist der Entwurf entscheidend von Sicherheitsüberlegungen geprägt worden, die die Reaktoraufstellung, eine wasserdichte Unterteilung, die Festigkeit des Schiffes, den Kollisions- und Grundberührungsschutz und anderes mehr bestimmten. Das Schiff ist auch als Passagierschiff klassifiziert und besitzt die höchste Klasse der deutschen und französischen Klassifikationsgesellschaften Germanischer Lloyd und Bureau Veritas. Selbstverständlich wurden auch die einschlägigen internationalen Sicherheitsbestimmungen, wie z.B. das Internationale Übereinkommen zum Schutz des menschlichen Lebens auf See 1960 (SOLAS 60), erfüllt. Aus dem Bestreben heraus, dem Schiff ein Höchstmaß an Sicherheit zu geben, wurden in vielen Fällen die gesetzlich festgelegten Mindestanforderungen durch noch weitergehende Sicherheitsmaßnahmen ergänzt.

Das Konzept mußte auch die angestrebten Zielvorstellungen mit dem Schiff im Entwurf berücksichtigen, wie z.B.

- Gewinnung von Erfahrung mit kernenergiegetriebenen Schiffen und Lösung spezieller technischer Probleme;
- Erforschung des dynamischen Verhaltens der Gesamtanlage auch unter extremen Seebedingungen;
- Erschließung ausländischer Häfen für Kernenergie-Handelsschiffe;
- Ausbildung von Schiffspersonal für den Betrieb auf Kernenergieschiffen;
- Durchführung von schiffstechnischen Untersuchungen.

Der Entwurf ist gekennzeichnet durch einen kompakten Antriebsteil, der aus Reaktoranlage, Maschinenraum und Hilfskesselanlage besteht und etwa 1/4 der

Schiffslänge einnimmt (siehe Bild 2). Der Ladebereich unterteilt sich in sechs Laderäume mit einer Kapazität von insgesamt 13 000 m³. Besondere Kennzeichen des Entwurfkonzeptes sind:

- Hohe Wasserballastkapazität, mit der das Schiff nur in Ballast auf den Konstruktionstiefgang gebracht werden kann. Entsprechend dem Forschungscharakter des Schiffes läßt sich unabhängig von einer Ladung der Entwurfszustand für die unterschiedlichsten Untersuchungen einstellen.
- Große Aufbauten im Hinterschiff, um zusätzliches Forschungs- und Trainingspersonal mitnehmen zu können. Insgesamt sind zusätzliche Unterbringungsmöglichkeiten für 27 Personen vorhanden.
- Abweichend von einem konventionellen Massengutschiff ist ein vorderer Brückenaufbau auf 1/4 Schiffslänge von vorn vorgesehen, um der nautischen Schiffsführung bei Navigation in beengten Gewässern bessere Sichtverhältnisse zu geben.
- Anordnung eines speziellen Hilfsmaschinenraumes unter dem vorderen Brückenaufbau, in dem sich, räumlich weit von dem übrigen Antriebsbereich getrennt, der Hilfsdieselgenerator befindet.
- Anordnung einer Hilfskesselanlage als Notantrieb sowie wasserdichte und feuerfeste Trennung des Hilfskesselraumes vom Maschinenraum. Dieser Notantrieb übernimmt im Falle eines Reaktorausfalles die Dampferzeugung; mit den installierten 2000 WPS = 1500 KW ist noch eine Geschwindigkeit von etwa 8 1/2 kn zu erreichen.
- Große Ruderfläche im Verhältnis zum Unterwasserlateralplan und Vergrößerung des Ruderschaftdurchmessers um 5 % gegenüber der Auslegung bei Fahrt in Eis.
- Enge wasserdichte Unterteilung des Schiffes, die praktisch an einen 3-Abteilungsstatus heranreicht. 3-Abteilungsstatus bedeutet, daß in drei beliebig benachbarten Abteilungen Wassereintrich erfolgen kann, ohne daß das Schiff sinkt oder kentert.
- Anordnung eines speziellen baulichen Kollisionsschutzes im gesamten Reaktorbereich, der nach vorn und hinten in die Längsstruktur des Schiffes ausläuft.
- Anordnung eines baulichen Grundberührungsschutzes in Form eines Dreifachbodens im gesamten Reaktorbereich, wobei der obere Tragboden im Verhältnis zum unteren beulweichen Schiffsdoppelboden so stark ausgeführt ist, daß er das gesamte Reaktorgewicht allein aufnehmen kann.
- Anordnung eines Bordkrans im Reaktorbereich auf der Steuerbordseite mit einer Kapazität von 35 t, um mit der schweren Brennelement-Wechselflasche für die Brennelement-Handhabung operieren zu können.

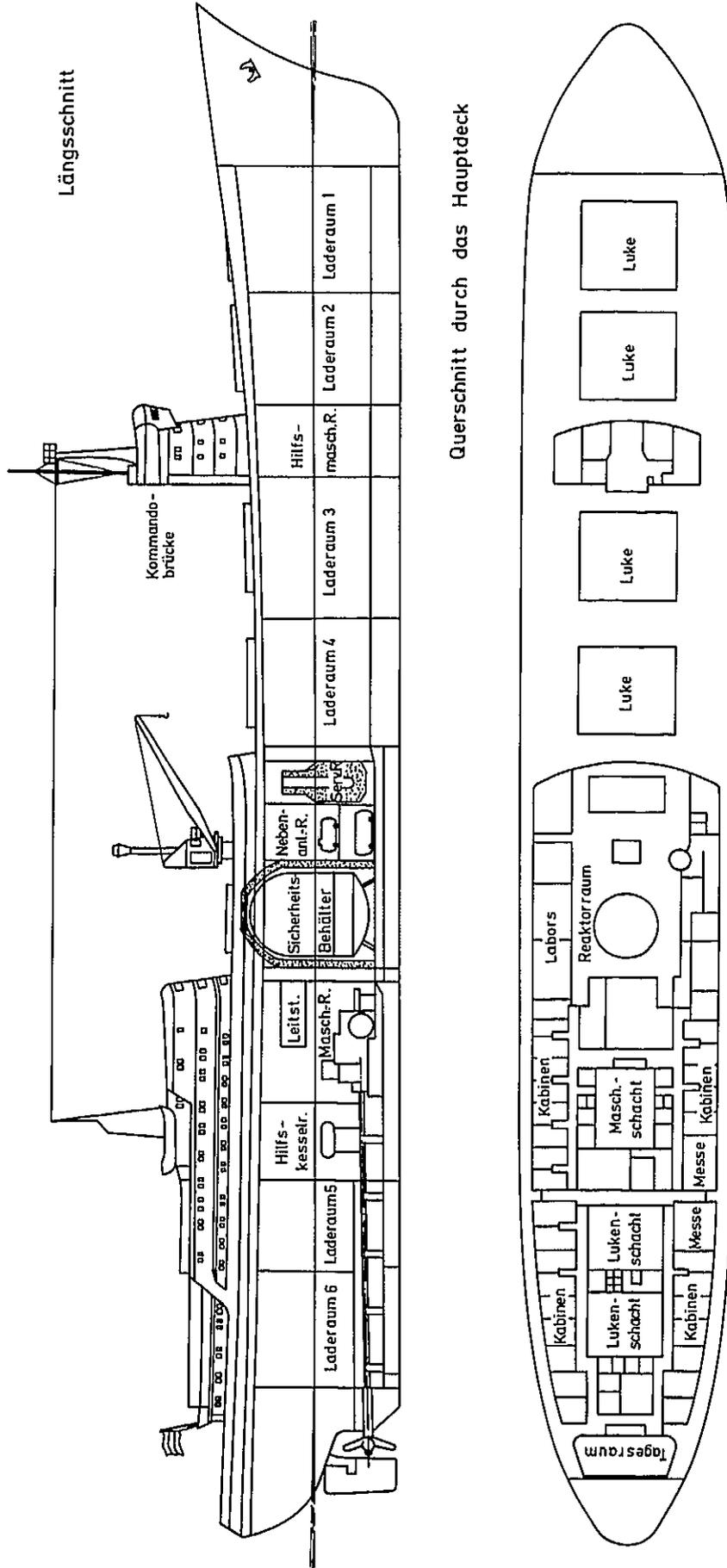


Bild 2: Längsschnitt sowie Querschnitt des NS OTTO HAHN

2.1.2 Schiffskörper

Das Kernenergieschiff OTTO HAHN ist als Massengutschiff speziell für die Erzfahrt konzipiert und außerdem u.a. wegen der großen Personenzahl als Passagierschiff klassifiziert. Das Schiff führt zwei Klassen, und zwar jeweils die höchste Klasse der deutschen Klassifikationsgesellschaft Germanischer Lloyd (GL) und die des französischen Bureau Veritas (BV):

- GL-Klasse

Schiff:  100 A 4 E "mit Freibord 5,33 m", Erzschiff, Fahrgastschiff, Kernenergieschiff; für die Maschine  MC Kernenergieantrieb exp.

- BV-Klasse

Schiff:  3/3 F60 L 1.1 A + CP Mineral Navire Nucléaire,
für die Maschine: T U R B

Das Schiff hat folgende Hauptdaten:

- Länge über alles (Lüa.)	172,0 m
- Länge zwischen den Loten (Lpp)	157,0 m
- Breite (B)	23,4 m
- Seitenhöhe (H)	14,5 m
- Tiefgang (T)	9,2 m
- Freibord (einschl. Decksplattendicke)	5,33 m
- Blockkoeffizient δ_{pp}	0,741
- Verdrängung (Seewasser)	25 812 t
- Tragfähigkeit	ca. 14 900 t
- Laderauminhalt	13 328 m ³
- Ballasttankinhalt	14 278 m ³
- Vermessung	16 870 BRT/7 257 NRT
- Antriebsleistung	10 000/11 000 WPS
- Geschwindigkeit max.	17 kn
- Notantriebsleistung	2 000 WPS
- Geschwindigkeit mit Notantrieb	8 1/2 kn
- Propeller	1 Festpropeller mit 6 Flügeln (Durchmesser 6,0 m)
- Besatzung	60 Personen
- Forschungs- und Ausbildungspersonal sowie Fahrgäste	27 Personen
- Hospital	4 Personen

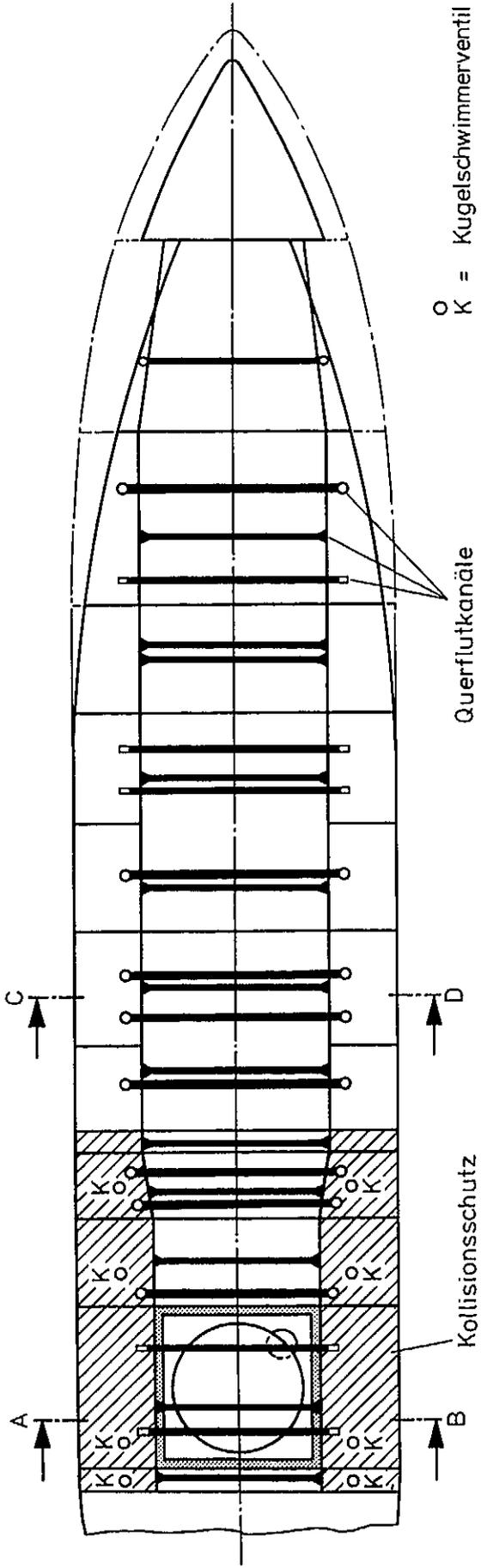
Die Maschinenanlage des Schiffes ist zum größten Teil im Achterschiff untergebracht. Gegeneinander abgeschottet folgen aufeinander von hinten nach vorn:

- der Hilfskesselraum;
- der Maschinenraum;
- der hintere Querkofferdamm;
- der Sicherheitsbehälterraum mit Seitenleerzellen;
- der Nebenanlagenraum mit Seitenleerzellen;
- der Serviceraum mit Seitenleerzellen;
- der vordere Querkofferdamm.

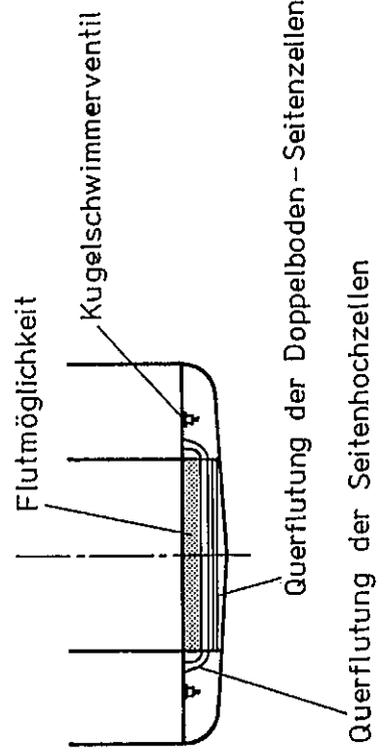
Der Hilfsmaschinenraum befindet sich unter der Brücke zwischen den Seitenlängsschotten. Vor diesem liegen bis zum Kollisionsfrontschott die Laderäume 1 und 2. Zwischen dem Hilfsmaschinenraum und dem vorderen Kofferdamm folgen die Laderäume 3 und 4. Hinter der gesamten Maschinenanlage befinden sich über der Wellentunneldecke die Laderäume 5 und 6. An die Laderäume 1 und 6 schließen die Vorpiek bis zum vorderen Schiffsende und die Achterpiek sowie eine Leerzelle bis zum hinteren Schiffsende an. Das Schiff hat 13 wasserdichte Querschotte sowie 2 weitere Kofferdammschotte. Mit Ausnahme der Vor- und Achterpiekräume sowie des Maschinenraumes sind über die ganze Schiffslänge Seitenlängsschotte angeordnet. Seitlich der Laderäume, des Hilfsmaschinen- und des Hilfskesselraumes liegen an Backbord und Steuerbord Wasserballasttanks.

Vom Frontkollisionsschott am Ende der Vorpiek bis zwei Spantabstände (1,60 m) vor dem Achterpiekschott ist ein Doppelboden unterschiedlicher Höhe, aber immer über die ganze Schiffsbreite reichend, vorhanden, der ebenfalls - ausgenommen im Reaktorbereich - vorwiegend für Wasserballast vorgesehen ist. Alle symmetrisch angeordneten Ballastzellen sind durch Querflutungsrohre verbunden (Bild 3). Im Reaktorbereich, der sich bis zu den beiden Querkofferdämmen erstreckt, sind der Doppelboden und die Seitenräume als Leerzellen vorgesehen. Lediglich der Doppelboden hat dort für den Notfall Wasserballastanschlüsse.

Bei dem NS OTTO HAHN war es notwendig, die Seitentanks für Wasserballast mit Querflutkanälen zu versehen, um der Forderung der SOLAS-Konvention von 1960 zu genügen. Unsymmetrische Überflutungen im Leckfall sind auf das Mindestmaß zu beschränken, und zwar gegebenenfalls durch möglichst selbsttätige Vorrichtungen, wobei der Krängungsausgleich nicht länger als 15 min dauern darf. Bei den Querflutverbindungen der Seitenhochtanks mußten Verschlüsse an den Über-



Schnitt A-B



Schnitt C-D

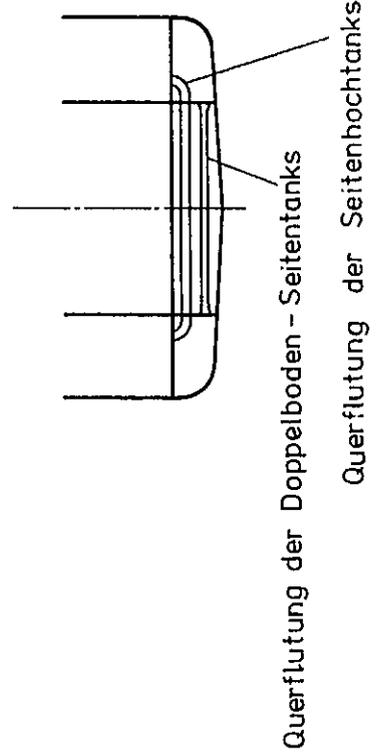


Bild 3: Ballastzellen mit Querflutkanälen

lauf- oder Luftrohren vorgesehen werden, um ein Auslaufen von Ballastwasser bei Krängung zu vermeiden. Die Konstruktion besteht aus Verschlußdeckeln an den Austrittsöffnungen der Überlaufrohre und zusätzlichen Unterdruckventilen. Letztere stellen sicher, daß über - an sich geschlossene - Überlaufrohre Luft in einem mit Ballastwasser gefüllten Seitenhohtank nachströmen kann, wenn der Tank, mit dem er in Querflutverbindung steht, leck ist. Ohne Unterdruckventile würde der durch die Querflutung bezweckte schnelle Niveaueausgleich über die Wirkungsweise der Wasserhöhe in zwei gegenüberliegenden Seitentanks verhindert. Diese Ventile (Vakuumbrecher) sind auf einen möglichst niedrigen Ansprechdruck eingestellt.

Das NS OTTO HAHN ist ein Eindecker mit normaler Decksbucht und übernormal großem Sprung im Vorschiff sowie normalem Sprung im Achterschiff. An Aufbauten hat das Schiff auf ca. 1/3 Länge von vorn die aus fünf Decks bestehende Brücke, sowie im Achterschiff das sich über nahezu die halbe Schiffslänge erstreckende Poopdeck und darüber noch drei kürzere Decks (Aufbaudeck, Bootsdeck und Sonnendeck). Die kurze Back ist so niedrig wie möglich gehalten, um trotz des übernormal großen Sprungs eine gute Sicht von der Kommandobrücke aus zu erzielen.

Der Service-, Nebenanlagen- und Sicherheitsbehälterraum haben jeweils eine Luke auf dem Poopdeck. Der Maschinen- und der Hilfskesselraum besitzen einen Schacht, der mit Oberlichtern auf dem Sonnendeck endet. Die Laderäume 5 und 6 haben stählerne Glattdack-Lukendeckel auf dem Aufbaudeck.

Eine hohe Festigkeit des Schiffskörpers ist durch die Bauart des Schiffes mit zahlreichen Querschotten, den beiden Längsschotten und den durchlaufenden Doppelboden gewährleistet. Durch die Lage der Maschinenräume hinter der halben Schiffslänge wird das Maximum der Längsbiegemomentenkurve in Glattwasser aus der normalen Lage auf ungefähr halber Schiffslänge nach hinten hin verschoben (Bild 4). Der ungünstigste Beladungszustand im Hinblick auf das größte Glattwasserbiegemoment ergibt sich bei vollem Tiefgang mit Schwererzladung. An den Enden des Antriebsbereiches treten bereits im Glattwasser relativ hohe Querkräfte von bis zu 20 MN (auf Wellenberg bis zu 30 MN) entsprechend 8 % (12 %) der Verdrängung auf. Es sind jedoch dort immer Längsschotte vorhanden, so daß eine Überbeanspruchung des Schiffskörpers durch Schubspannungen nicht in Betracht kommt.

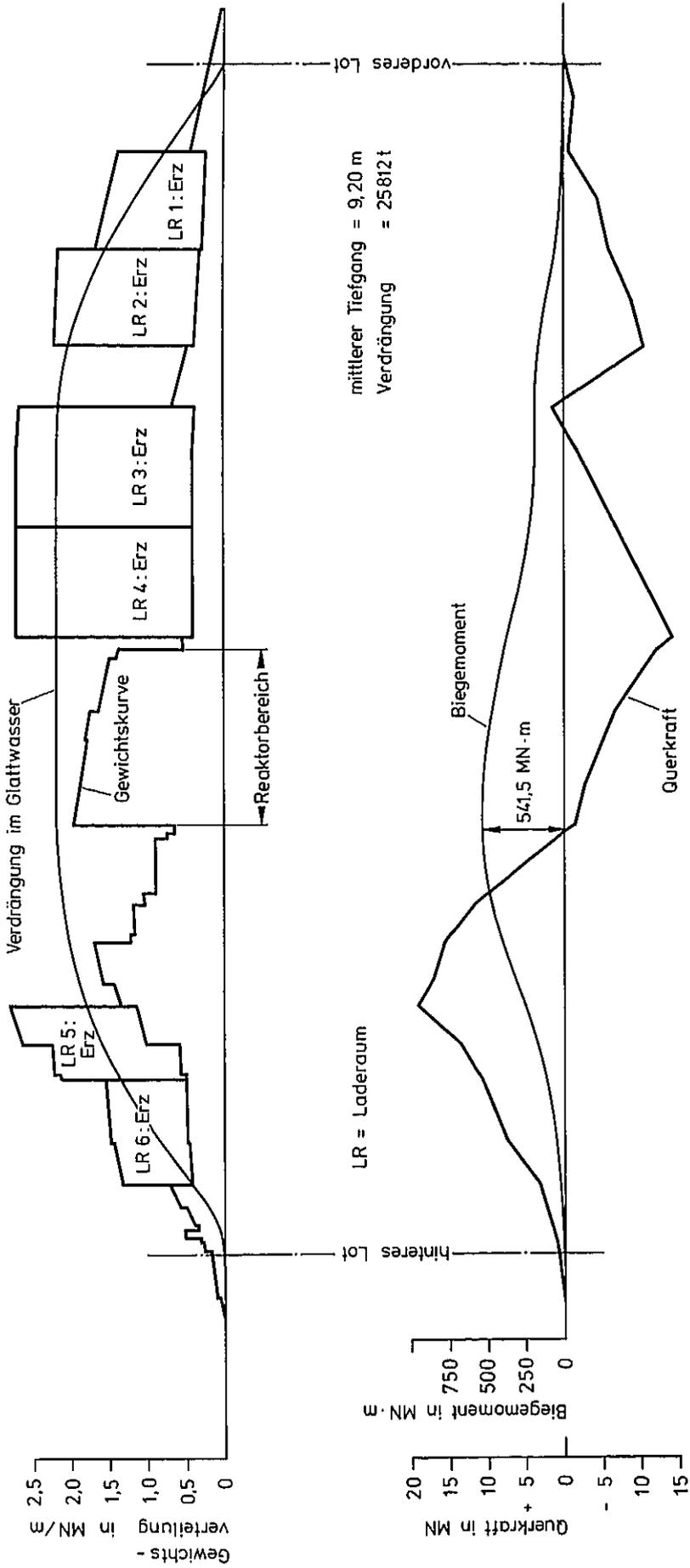


Bild 4: Biegemomentkurven

Für das NS OTTO HAHN - als Kernenergieschiff - mußte der Nachweis ausreichender Sinksicherheit geführt werden. Bei ihm ist die Reserveverdrängung wegen des hohen Freibords von 5,33 m überdurchschnittlich groß. Hierzu tragen auch der übernormale große Deckssprung im Vorschiff und der zum größeren Teil wasserdicht abgeschottete Backaufbau bei. Der Schiffskörper ist in der Längsrichtung derart unterteilt, daß - vorbehaltlich des Lecksstabilitätsnachweises - der 3-Abteilungsstatus gewährleistet ist (Bild 5).

Die zusätzliche Unterteilung in Querrichtung geschieht durch zwei Seitenlängsschotte. Sie sind von der Außenhaut mehr als 20 % der Schiffsbreite entfernt und brauchen gemäß der SOLAS-Konvention daher nicht als verletzbar angenommen zu werden. Als vertikale Unterteilung dient der Doppelboden, der sich praktisch über die ganze Schiffslänge erstreckt. Er soll bei Beschädigungen des Schiffes infolge einer Grundberührung ein Vollaufen der darüberliegenden Räume auf großer Länge vermeiden.

Im freien Raum zwischen den Seitenlängsschotten und der Außenhaut im gesamten Reaktorbereich sind auf beiden Seiten des Schiffes zusätzliche Rahmenspannten und insgesamt fünf Decks als Kollisionsschutzverstärkungen angeordnet, die den Reaktor bei einer Kollision vor direkten Beschädigungen schützen sollen (Bild 6). Die Seitenlängsschotte sind 0,244 B bzw. 0,218 B von der Außenhaut entfernt. Damit ist der Abstand von der Außenhaut um mindestens 10 % größer als nach den Vorschriften gefordert (0,2 B). Die Rahmenspannten stehen an jedem 3. Spant. Auf etwa den Drittelpunkten zwischen Innenboden und Hauptdeck sind zwei Schutzdecks eingezogen, die über die volle Breite der Seitenräume reichen, also an der Außenhaut und dem Längsschott angeschweißt sind und erst an den beiden Enden des Reaktorbereiches enden. In den so entstehenden drei Zwischenräumen zwischen Innenboden und Hauptdeck befinden sich drei weitere Decks, die sich indessen nur zwischen den inneren Gurten der Rahmenspannten erstrecken, also nicht direkt an ein Längsschott oder die Außenhaut angeschweißt sind. Durch diese alternierende Ausführung der Decks verringert man die Kerbwirkung für die Längsfestigkeit des Schiffskörpers.

Der Grundberührungsschutz besteht im Reaktorbereich aus einem Dreifachboden, bei dem der untere Teil des Bodens zwischen den Seitenlängsschotten beulweich ausgebildet ist. Die Lasten auf dem Innenboden, die insbesondere durch den Sicherheitsbehälter mit seinen Einbauten entstehen, können von den stei-

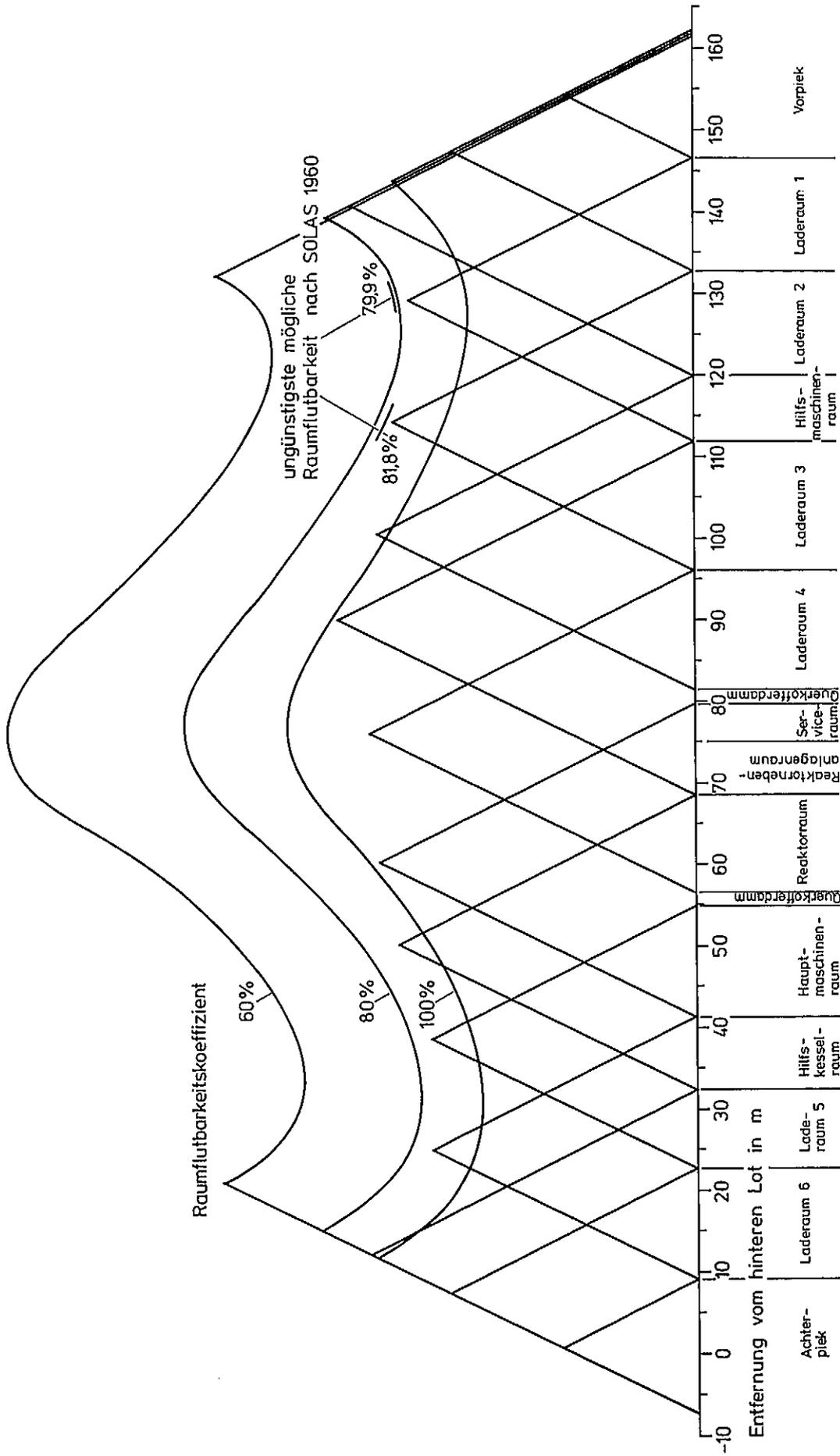


Bild 5: Schottenkurve (Schottendreiecke bei 3-Abteilungsstatus)

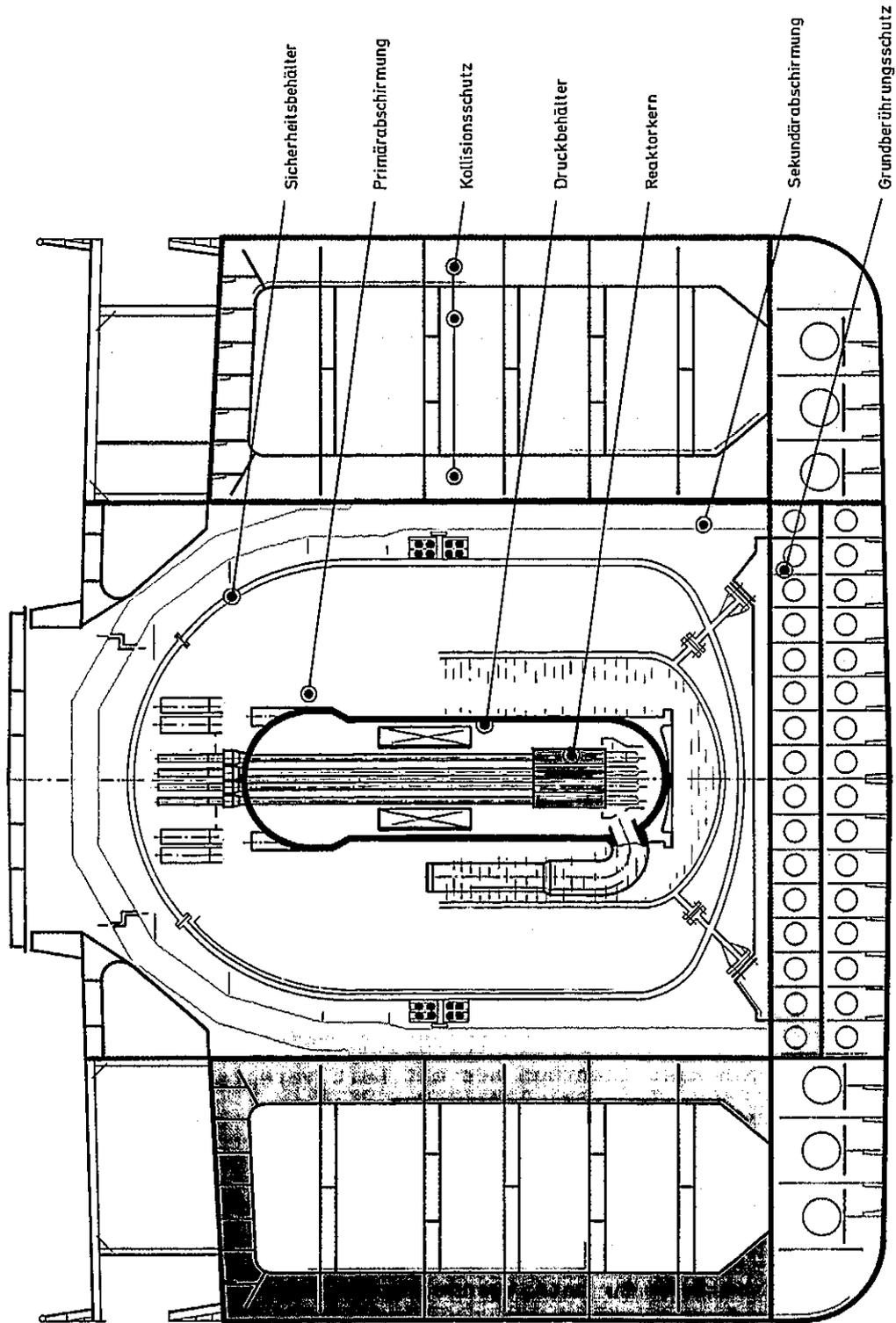


Bild 6: Anordnung der Kollisionschutzverstärkungen

fen Strukturen des Tragbodens allein getragen werden. Im unteren Teil des Doppelbodens sind nur Bodenwrangen an jedem 3. Spant und der Mittelkiel vorhanden.

Der Mittelkiel ist zwecks ausreichender Festigkeit beim Docken im unteren Drittel der Steghöhe mit Stützblechen auf jedem Spant und mit einer längslaufenden Beulsteife an der Oberkante der Stützbleche versehen.

2.1.3. Ausrüstung

2.1.3.1. Lenzeinrichtungen

Das Lenzsystem hat die Aufgabe, in allen wasserdichten Abteilungen des Schiffes - außer den Ölbunkern und Frischwassertanks - die anfallenden Leckagen und sonstigen Abwässer zu sammeln und nach außenbord abzupumpen.

Die Auslegung des Systems, wie z.B. Anzahl und Aufstellungsort der Lenzpumpen, entspricht den Vorschriften des Internationalen Übereinkommens zum Schutz des menschlichen Lebens auf See, 1960 (SOLAS 60) für Fahrgastschiffe. Die Lenzpumpen sind in vier getrennten Räumen aufgestellt und saugen aus einem weitläufigen Rohrleitungsnetz, an das die zu entwässernden Räume angeschlossen sind.

2.1.3.2. Schiffslüftung

Für jeden senkrechten Hauptbrandabschnitt ist ein eigenes, unabhängiges Lüftungssystem mit Zu- und Abluftanlage vorhanden. Die Klimaanlage für den Leitstand und den Verstärkerraum ist im Maschinenraum aufgestellt. Sie kann im Brandfall durch Feuerklappen vom Leitstand abgeschottet werden. Der Aggregaterraum wird vom Maschinenraum aus mit Luft versorgt. Zur Abtrennung im Brandfall sind eine selbsttätige und eine von Hand zu betätigende Feuerklappe vorhanden. Der Batterieraum hat ein eigenes Lüftungssystem; der Lüftermotor ist im Aggregaterraum angeordnet. Die Zu- und Abluftanlagen für den Maschinen- und Hilfskesselraum befinden sich im Maschinen- und Kesselschacht. Sie können durch vom Deck zu betätigende Feuerklappen abgeschottet werden.

2.1.3.3. Ruderanlage

Die Ruderanlage ist so bemessen, daß eine gute Steuerfähigkeit erwartet werden kann. Die Ruderfläche ist mit 25 m² vergleichsweise groß. Es handelt sich um ein stromlinienförmiges Halbschweberuder, das unmittelbar hinter der Schiffsschraube angeordnet ist. Der Durchmesser des Ruderschaftes ist um 5 % größer als der für die Eisklasse bereits verstärkte Schaft, wodurch das axiale und das polare Widerstandsmoment um 16 % zunehmen. Auch alle anderen Ruderantriebsteile sind entsprechend stärker bemessen.

Die Rudermaschine ist eine elektrohydraulische Vierzylinderanlage mit zwei voneinander unabhängigen Pumpensätzen. Weiterhin sind zwei voneinander unabhängige Steuerleitungen zwischen Rudermaschine und Steuersäule in der Kommandobrücke vorhanden, die wahlweise zur Verfügung stehen.

2.1.3.4. Notantrieb

Falls Störungen in der Reaktoranlage auftreten, können zwei im Hilfskesselraum angeordnete Kessel die Dampferzeugung für die Hauptturbine übernehmen. Dieser Notantrieb kann 2000 WPS entwickeln, womit eine Weiterfahrt des Schiffes auf vollem Konstruktionstiefgang mit ca. 8,5 kn ermöglicht wird. Diese Vortriebsleistung gewährleistet bei allen zu erwartenden Wetterumständen zusammen mit der großen Ruderfläche eine ausreichende Steuerfähigkeit.

2.1.3.5. Nautische Ausrüstung

Die nautische Ausrüstung entspricht dem hohen Standard, den man an ein Kernenergieschiff stellen muß. Die Funkanlagen bestehen aus einem Hauptsender, einem Notsender, einer Seefunkanlage, der Sende- und Empfangsstation für die Rettungsboote und diversen Zusatzgeräten. Zur Funkortungsausrüstung gehört ein Sichtfunkpeiler mit zugehörigen Ringkreuzrahmen und ein Deccanavigator. Weiterhin sind zwei Radaranlagen von je 20 kW Senderimpulsleistung eingebaut. Die eine Anlage arbeitet auf der Wellenlänge 10 cm, die andere im 3-cm-Bereich. Die Radaranlagen werden vervollständigt durch ein elektronisches Plotgerät.

Die eingebaute Kreiselkompaßanlage besteht aus einem im Steuerhaus aufgestellten Mutterkompaß mit Kreiselkugel und Motorgenerator mit Transformator. Dazu gehören Abgänge für je eine Peiltochter in der Steuerbord- und Backbord-Brückennock, ein Tochterkompaß und ein Kurs- und Ruderlagenschreiber im Kartenraum.

Weiterhin gehören zur nautischen Ausrüstung eine Fahrtmeßanlage mit einem Meßbereich von 0 bis 24 kn und ein Echolot mit umschaltbarem Meßbereich von 100 auf 1000 m und registrierender Anzeige im Kartenraum.

Dazu kommt eine Fernsprechanlage für den allgemeinen Schiffsbetrieb, eine Wechselsprechanlage für Deck und eine Kommandoübertragungsanlage.

In Übereinstimmung mit der SOLAS-Konvention 60 und den Vorschriften für Fahrgastsschiffe der Seeberufsgenossenschaft ist das NS OTTO HAHN mit entsprechenden Rettungsmitteln ausgerüstet, wie 2 Motorrettungsbooten für je 65 Personen, aufblasbaren Rettungsinseln und Rettungsringen und schließlich 195 Schwimmwesten.

2.1.3.6. Feuersicherheitseinrichtungen

Als Fahrgast- und Kernenergieschiff erfüllt das NS OTTO HAHN die höchsten in der Schifffahrt angewendeten Brandschutznormen.

Der Schiffskörper, die Aufbauten und Deckshäuser sind durch Schotte vom Typ A in senkrechte Hauptbrandabschnitte unterteilt. Der hintere Aufbau ist im Bereich der Wohnräume durch Trennflächen vom Typ A₆₀ in zwei senkrechte Hauptbrandabschnitte unterteilt, deren größte Länge 32,6 m beträgt.

Innerhalb der Hauptbrandabschnitte sind feuerhemmende, nicht brennbare Trennflächen vom Typ B eingebaut. Darüber hinaus sind jedoch das gesamte Hauptdeck bis Spant 72, die Schachtwände des Hauptmaschinen- und Hilfskesselraumes und der Laderäume 5 und 6, die Wände der Kontrollstationen, des Leitstandes, Verstärkerraumes, Aggregateraaumes, Batterieraumes, Notdieselraumes, der Kommandobrücke und der Feuermeldezentralen feuerfest ausgebildet.

Die Feuermeldeanlage besteht aus zwei voneinander unabhängigen Feuermeldezentralen, die auf der Brücke und im Leitstand angeordnet sind.

2.1.4. Besatzung und Betriebsorganisation

Die Gesamtstruktur der Besatzung des NS OTTO HAHN wich von der eines konventionell angetriebenen Schiffes hauptsächlich im technischen Bereich und im Wirtschaftsbereich (siehe Bild 7) ab.

Anzahl, Zusammensetzung und geforderte Qualifikation der Besatzungsmitglieder ergaben sich aus der Schiffsbesetzungs- und Ausbildungsordnung (SBAO), den Auflagen der Genehmigungsbehörden und den besonderen Aufgaben und Zielsetzungen des Schiffes (siehe Tabelle 1). Dem trug auch das Schiffssicherheitszeugnis Rechnung, das für 132 Personen (Besatzung, Auszubildende, Forschungspersonal usw.) ausgestellt wurde.

Aufgrund der Besonderheiten des Schiffes waren der Kapitän, der I. Offizier, der Leitende Ingenieur und der Strahlenschutztechniker der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde zu benennen, und von ihr zu bestätigen.

Für den Gesamtbetrieb - einschließlich den der Reaktoranlage - trug der Kapitän die volle Verantwortung. Alle nicht im deutschen Seemannsgesetz geregelten Sonderheiten für ein Kernenergieschiff waren in einer Betriebsordnung festgelegt.

Der Leitende Ingenieur war auf dem NS OTTO HAHN sowohl für den konventionellen Teil der technischen Anlage als auch für den sicheren Betrieb des Reaktors sowie für die Einhaltung der Auflagen, die aus der Betriebsgenehmigung resultierten und sich auf Maschine und Reaktor bezogen, dem Kapitän gegenüber verantwortlich.

Für alle mit dem Strahlenschutz zusammenhängenden Fragen, insbesondere für die Einhaltung der Strahlenschutzverordnung und der entsprechenden Auflagen, waren der Leitende Ingenieur und der Strahlenschutztechniker zuständig.

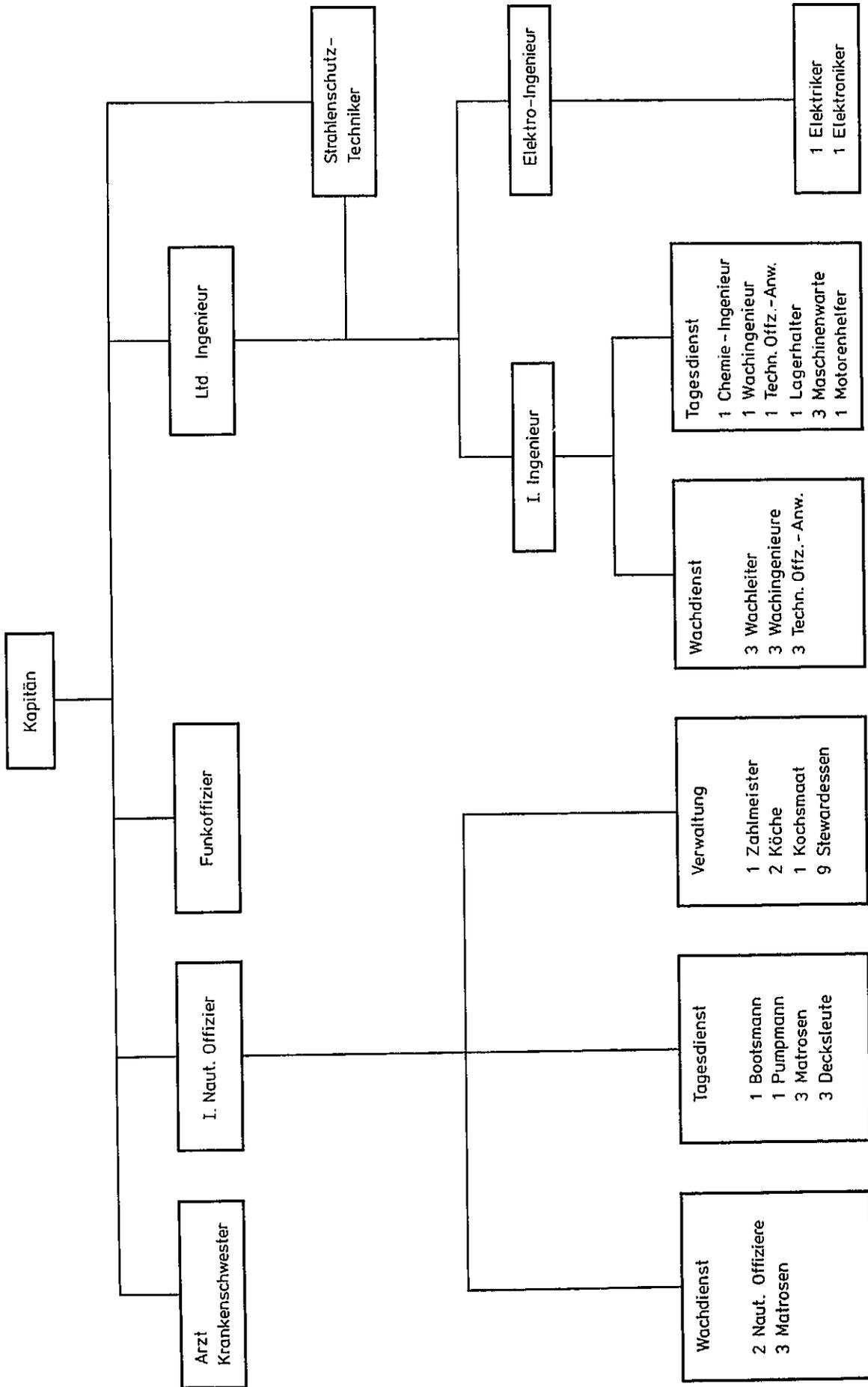


Bild 7: Organisationschema für die Besatzung des NS OTTO HAHN

Tabelle 1: Zusammensetzung des Personals, das für den Betrieb des
NS OTTO HAHN erforderlich war

Dienstgrad	Patent/Qualifikations- nachweis u.ä.	Anzahl	
		an Bord	zur Verfügung an Land
Kapitän	AG, Strahlenschutz- lehrgang	1	1
I. Offizier	AG, Strahlenschutz- lehrgang	1	-
II. Offizier	AGw/AG	2	-
Funkoffizier	Seefunkzeugnis I. Klasse	1	-
Bootsmann	Bootsmannsbrief, Rettungsboots- und Feuerschutzschein	1	1
Pumpmann	Facharbeiterbrief (Metall)	1	1
Matrosen	Matrosenbrief, Rettungsboots- und Feuerschutzschein	6	2
Decksleute	seemännischer Sicherheitslehrgang	3	-
Leitender Ingenieur	CI, Operatorzeugnis	1	-
I. Ingenieur	CI, Operatorzeugnis	1	1
Wachleiter	CI/CT, Operatorzeugnis	3	1
Wachingenieure	CT/CMA, Operatorzeugnis	4	2
Elektroingenieur	Ingenieurzeugnis, Graduierungsurkunde	1	-
Elektriker	Facharbeiterbrief	1	1
Elektroniker	Facharbeiterbrief	1	1
Strahlenschutz- Techniker	Facharbeiterbrief	1	-
Chemie-Ingenieur	Ingenieurzeugnis, Graduierungsurkunde	1	-
Techn. Offiziers- anwärter	Facharbeiterbrief (Metall)	4	-

Tabelle 1: Zusammensetzung des Personals, das für den Betrieb des
NS OTTO HAHN erforderlich war (Fortsetzung)

Dienstgrad	Patent/Qualifikations- nachweis u.ä.	Anzahl	
		an Bord	zur Verfügung an Land
Lagerhalter	Facharbeiterbrief (Metall)	1	1
Maschinenwärter	Facharbeiterbrief (Metall)	3	2
Motorenhelfer	-	1	-
Zahlmeister	Kaufmannsgehilfenbrief	1	-
Koch	Facharbeiterbrief	2	
Kochsmaat	Facharbeiterbrief	1	1
Arzt	Approbation	1	-
Stewardessen	-	9	6

2.2. Antriebsanlage

2.2.1. Entwurfskonzept

Für die nukleare Antriebsanlage wurde aus vier verschiedenen Angeboten der sogenannte Fortschrittliche Druckwasserreaktor (FDR), der durch seine kennzeichnenden Merkmale Selbstdruckhaltung und integrierte Bauweise eine Weiterentwicklung der Druckwasserreaktoren darstellt, ausgewählt. Mit seiner Entwicklung und seinem Bau wurde die Arbeitsgemeinschaft Babcock/INTERATOM¹⁾ beauftragt. Aufgrund einer Vereinbarung mit der Babcock & Wilcox Company konnte auf die Bau- und Betriebserfahrungen des NS SAVANNAH zurückgegriffen werden.

Die Auslegung der Reaktoranlage mußte dem bereits vorliegenden Entwurf für das Schiff entsprechen. Der im Schiff vorgesehene Raum war einzuhalten und der Sekundärkreislauf ohne wesentliche Änderungen zu verwenden.

¹⁾ Babcock & Wilcox Company, New York.

Die integrierte Bauweise des FDR wird durch die Zusammenfassung von Reaktorkern, Dampferzeuger, Primärumschleppumpen und Druckhaltung zu einer kompakten Einheit im Druckbehälter erreicht, die wenig Raum beansprucht und verhältnismäßig leicht abzuschirmen ist. Einen Schnitt durch die Reaktoranlage und die Anordnung im Schiff zeigt Bild 8. Die technischen Daten der Antriebsanlage können der Tabelle 2 entnommen werden.

Integrierte Bauweise und Selbstdruckhaltung sind eng miteinander verknüpft. Über dem Wasserspiegel des als Wärmeübertragungsmedium dienenden Primärwassers befindet sich ein Polster gesättigten Dampfes, das die Druckhaltung übernimmt. Das gesamte Primärsystem steht dabei unter Sättigungsdruck.

Der erste Kern des FDR enthielt Brennstäbe, die mit Uranoxid-Sinterkörpern gefüllt waren und deren Hüllrohre aus nichtrostendem Stahl bestanden. Zur Verbesserung der Abbrandcharakteristik waren abbrennbare Neutronengifte im Kern eingesetzt.

Der erste Kern wurde für eine relativ geringe Lebenszeit ausgelegt, um ihn möglichst bald durch einen zweiten Kern zu ersetzen, bei dem der technische Fortschritt und die Erfahrungen mit dem ersten Kern berücksichtigt werden konnten. Einige Brennelemente wurden mit einer Forschungsinstrumentierung ausgerüstet, auf die später Bezug genommen wird.

Der Dampferzeuger arbeitet nach dem Zwangsdurchlaufprinzip und ist in drei voneinander unabhängige Systeme aufgeteilt. Er erzeugt leicht überhitzten Dampf zum Antrieb der Hauptturbine und zur Versorgung anderer Verbraucher. Der Turbinenkreislauf ist radiologisch inaktiv, da Primär- und Sekundärkreislauf voneinander getrennt sind. Die Sekundärabschirmung und ein Brennelement-Absetzbecken aus Beton an Bord waren nur einige der Neuentwicklungen.

Bei der Auslegung des FDR wurde der Einfachheit der Gesamtanlage größte Aufmerksamkeit geschenkt. Das führte zu einer relativ geringen Zahl von Hilfsystemen und Komponenten. Die Reduzierung zusätzlicher Systeme diente der Erhöhung der Sicherheit und Betriebsbereitschaft der Anlage. Besonderes Augenmerk wurde auch auf die Wartungsfreundlichkeit und auf eine gute Zugänglichkeit aller Komponenten gerichtet. Der Sicherheitsbehälter ist bei normalem Betrieb begehbar.

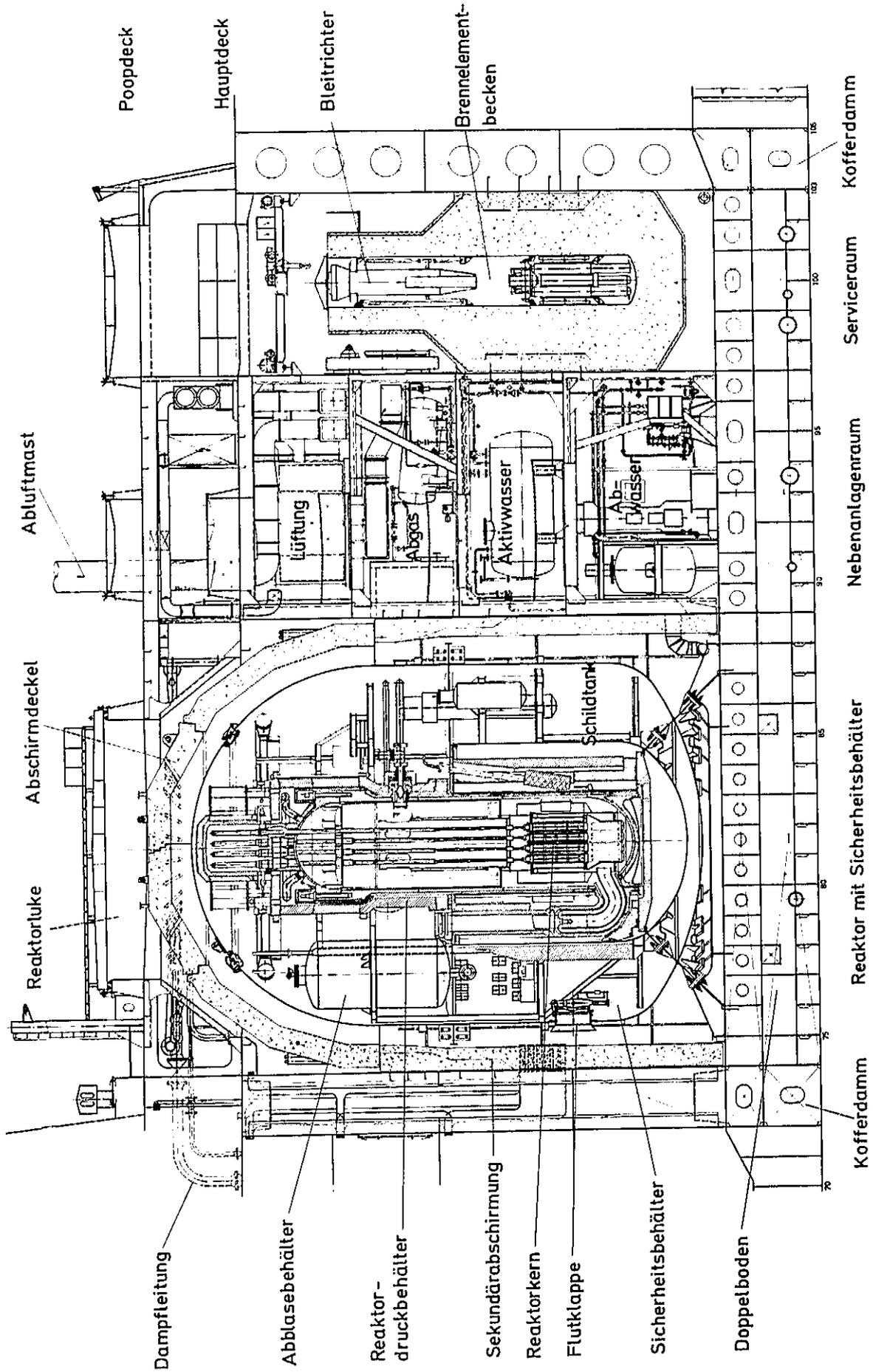


Bild 8: Längsschnitt des Reaktorbereiches

Tabelle 2: Technische Daten der Antriebsanlage des NS OTTO HAHN (Stand
Januar 1979)

Schiffsantriebsanlage

Leistung normal/max.	10 000/11 000 WPS
Drehzahl normal/max.	97/100 min ⁻¹
Dampfmenge normal Haupt-/Hilfsmaschine	48,8/5,7 t/h
Kondensatordruck	0,05 bar
Dampfmenge Hilfskessel normal/max.	2 · B/10 t/h
Hilfsantriebsleistung	ca. 2 000 WPS
elektrische Leistung (Auslegung)	3 · 450 + 1 · 260 kW

Reaktorkern

thermische Leistung	38 MW
Einsatzzeit bei Vollast	946 d
mittlerer Abbrand	25 400 MWd/t _U
eingesetzte UO ₂ -Menge	1,69 t
mittlere Anreicherung	3,5/6,6 %
mittlerer thermischer Neutronenfluß	1,1 · 10 ¹³ cm ⁻² s ⁻¹
Zahl der Brennelemente/Brennstäbe	12/2810
äquivalenter Kerndurchmesser	1 050 mm
aktive Kernhöhe	830 mm
Brennstabdurchmesser	11,4 mm
Wandstärke der Hüllrohre	0,8 mm
Hüllrohrwerkstoff	Zircaloy-4

Regelstäbe

Anzahl	12
Absorberlänge/Material	730 mm/B ₄ C
Antriebsart	Zahnstange-Ritzel
Hubgeschwindigkeit	12,7 cm/min
Scramzeit aus 2/3 Hub, normal	ca. 1 s

Primärsystem

Betriebsdruck	63,5 bar
Umlaufmenge (3 Pumpen)	2,4 · 10 ⁶ kg/h
Ein-/Auslaßtemperatur	267/278 °C
Durchflußquerschnitt	0,61 m ²
Durchflußgeschwindigkeit	1,7 m/s
Primärwassermenge	25 t

Sekundärsystem

Speisewasserdurchsatz (Auslegung)	64 t/h
Speisewasser-Dampftemperatur	185/273 °C
Dampfdruck	31 bar
Überhitzung	36 K
Wärmetauscher-Heizfläche	465 m ²
Zahl der Systeme/Rohre	3/162
Typ	Zwangsdurchlauf
Rohrabmessung	19 · 1,2 mm
Rohrteilung	26 · 24

Tabelle 2: Technische Daten der Antriebsanlage des NS OTTO HAHN (Stand
Januar 1979) (Fortsetzung)

Reaktordruckbehälter

Durchmesser/Höhe (lichtes Maß)	2 360/8 580 mm
Innenvolumen	35 m ³
Wand-/Plattierungsstärke	50/8 mm
Auslegungs-Druck/-Temperatur	85 bar/300 °C
Probedruck (kalt)	127,5 bar
Material	15 MnMoNiV 53
Innenplattierung	X5 CrNiNb 18 9

Sicherheitsbehälter

Durchmesser/Höhe	9,5/13,37 m
mittlere Wandstärke	30 mm
Auslegungs-Druck/-Temperatur	14,5 bar - 200 °C
Probedruck (kalt)	20 bar
Material	BH 51 bzw. BH 36 (Feinkorn-Baustahl)
Auslegungs-Leckrate	1 %

Nebenkreisläufe

- Durchsatz bzw. Fördermengen	
Primärreinigungssystem	4,0 t/h
Sperrwassersystem	1,0 t/h
Probeentnahme, max.	0,5 t/h
Primärspeisepumpe	1,8/3 t/h
Zusatzwasserpumpe	4,3 t/h
Zwischenkühlsystem	55 t/h
Entwässerungspumpe	1,5 m ³ /h
Abwasserpumpe	2,5 m ³ /h
Aktivwasserpumpe	2,5 m ³ /h
- Speichervolumina	
Abblasebehälter (Volumen)	7,5 m ³
Wasserfüllung	5,2 m ³
Entwässerungsbehälter	2,0 m ³
Abwasserbehälter (2)	30 m ³
Abwasserprüfbehälter (2)	4 m ³
Harzspeicher	3 · 460 l
Abgassystem	2 · 1,2 m ³
Aktivwasserbehälter (4)	28 m ³
- Ventilation und Gasförderung	
Sicherheitsbehälter - Umluft	13 000 m ³ /h
Kontrollbereich - Zuluft	11 000 m ³ /h
Kontrollbereich - Abluft	12 500 m ³ /h
Evakuierungspumpe	12 Nm ³ /h
(Abgaskompressor (gegen 12 bar))	12 m ³ /h
- Massen	
Reaktordruckbehälter (leer)	ca. 100 t
Sicherheitsbehälter (komplett)	1 003 t
Primärabschirmung	ca. 390 t
Steuerstab	35 kg

2.2.2. Aufbau

Der Reaktorbereich des Schiffes befindet sich zwischen den Spanten 72 und 105. Dieser Bereich des Schiffes, strahlenschutztechnisch der Kontrollbereich, ist nur durch eine überwachte Schleuse betretbar. Im Kontrollbereich herrscht ein geringer Unterdruck, damit bei etwaigen Leckagen Luft nicht nach außen entweichen kann.

Gegeneinander wasserdicht abgeschottet befinden sich von achtern nach vorn der Reaktor mit Sicherheitsbehälter, der Nebenanlagenraum und der Service-Raum. Im Kontrollbereich sind ferner das Strahlenschutzlabor, das Chemielabor, eine mechanische Werkstatt und der CO₂-Raum untergebracht.

Den Reaktordruckbehälter mit Kern und Einbauten und den übrigen Ausrüstungen, wie Kontrollstabantriebe, Primärabschirmung sowie den wichtigsten primärwasserführenden Nebenanlagen des nuklearen Dampferzeugersystems, umschließt ein Sicherheitsbehälter. Angeordnet ist der Sicherheitsbehälter in dem allseitig durch den Betonsekundärschutz abgeschirmten Sicherheitsbehälterraum. Der Sicherheitsbehälterraum reicht mit seinem Schacht bis zum Poopdeck. Ein Zugang zum Sicherheitsbehälterraum besteht bei geschlossener Luke nur über einen seitlichen Eingang durch die Sekundärabschirmung. Die übrigen Hilfssysteme befinden sich vorwiegend in dem anschließenden Nebenanlagenraum.

Außerhalb des Kontrollbereiches liegt hinter dem Sicherheitsbehälterraum der Maschinenraum mit den Turbinen und übrigen Hilfseinrichtungen. Im Frontbereich des Maschinenraumes ist der zentrale Leitstand und der Verstärkerraum angeordnet. Von hier aus wird die gesamte Anlage - Reaktor, Turbinen, Hilfskreisläufe - bedient.

2.2.3. Nukleares Dampferzeugersystem

2.2.3.1. Primärsystem

Zentraler Bestandteil des nuklearen Dampferzeugungssystems ist der Reaktordruckbehälter (RDB) mit seinen Einbauten. In ihm sind alle mit dem Hauptstrom des Primärwassers in Berührung kommenden Teile angeordnet.

Das Primärwasser durchströmt die Brennelemente des Kerns und wird dabei auf 278 °C aufgeheizt. Das aufsteigende Primärwasser tritt durch den Kamin und von oben in die sich im Ringraum zwischen dem Reaktordruckbehälter und dem Kamin befindlichen Dampferzeuger.

Drei seitlich in Stutzen des Reaktordruckbehälters befindliche Primärumwälzpumpen drücken das Primärwasser, das sich nach Abgabe der Wärme an die Dampferzeuger auf 267 °C abgekühlt hat, wieder in den Kern. Der Druck im Primärsystem beträgt bei Normalbetrieb 63,5 bar. Die Primärumwälzpumpen arbeiten mit konstanter Drehzahl, so daß die Umlaufmenge auch bei Teillast konstant bleibt.

Gegen unzulässigen Druckanstieg im Primärsystem ist der Reaktordruckbehälter mit Sicherheitsventilen ausgerüstet, die aus seinem Dampfraum in einen speziellen zur Hälfte mit Wasser gefüllten Abblasebehälter abblasen.

2.2.3.2. Sekundärsystem

Im Dampferzeuger werden stündlich 64 t Dampf von 31 bar und 273 °C, d.h. mit einer Überhitzung von ca. 36 K, erzeugt.

Der Dampferzeuger besteht aus drei voneinander unabhängigen Rohrsystemen, die räumlich ineinander verschachtelt sind. Die Enden der einzelnen Dampferzeugerrohre werden in je drei von außen zugänglichen Ein- und Austrittsrohrplatten zusammengefaßt.

Das Speisewasser tritt durch die drei Eintrittsstutzen in den Dampferzeuger ein, gelangt durch Fallrohre zum unteren Teil und strömt von hier aus durch die schraubenförmig angeordneten Rohre der Rohrbündel nach oben, wird dabei verdampft und überhitzt und verläßt den Dampferzeuger durch die drei Austrittsstutzen.

2.2.3.3. Dampfleitungen und Überdrucksicherungen

Der Sekundärkreislauf ist in Bild 9 schematisch dargestellt. Von den äußeren Absperrventilen werden die Hauptdampfleitungen durch die Abschirmung des Se-

kundärschutzes nach oben über das Hauptdeck in den Maschinenraum geführt. In der Hauptdampf-Ringleitung befinden sich im Reaktorbereich zwei federbelastete Sicherheitsventile, die bei 39 bar öffnen und über Rohrleitungen ins Freie abblasen.

2.2.3.4. Erster Reaktorkern mit Halterungen

Der Reaktorkern befindet sich im unteren Teil des Reaktordruckbehälters. Er besteht aus zwölf quadratischen und vier dreieckigen Brennelementen. Im Kern oben und unten sind Tragplatten angeordnet, in denen die Elemente geführt und durch Verriegelungen auf der oberen Tragplatte gesichert werden.

Jedes quadratische Brennelement besteht aus 17 x 17 Brennstäben einschließlich der Stäbe mit abbrennbaren Giften, die in einer quadratischen Teilung von 15,8 mm angeordnet sind. Vier T-förmige zentrale Aussparungen ermöglichen den Eingriff der Absorberstäbe. Die einzelnen Brennstäbe aus Urandioxid-Sinterkörpern sind in 0,35 mm dicken Edelstahlhülsen mit 11,0 mm Außendurchmesser eingesetzt.

Die Stäbe werden in einer oberen und unteren Platte gehalten, dazwischen liegen fünf Abstandshalterungen aus verlöteten quadratischen Formstücken. Das tragende Gerüst des Brennelementes bilden zwölf Zircaloy-Haltestreben. Die vier dreieckigen Ekelemente besitzen einen ähnlichen Aufbau. Sie enthalten etwa die halbe Brennstabanzahl, nehmen jedoch keinen Absorber auf.

Die Auslegung des Kernes erfolgte für einen Betrieb von 500 Volllasttagen bei einem mittleren Abbrand von 7200 MWd/t_U. Zur Erzielung einer möglichst gleichmäßigen Flußverteilung und eines gleichmäßigen Abbrandes erfolgt die Aufteilung in vier radiale Anreicherungszone. Die gemittelte Anreicherung liegt bei 4,03 % ²³⁵U.

2.2.3.5. Zweiter Kern mit Stützgerüst

Im August 1970 wurde die Herstellung des zweiten Kernes einschließlich seiner

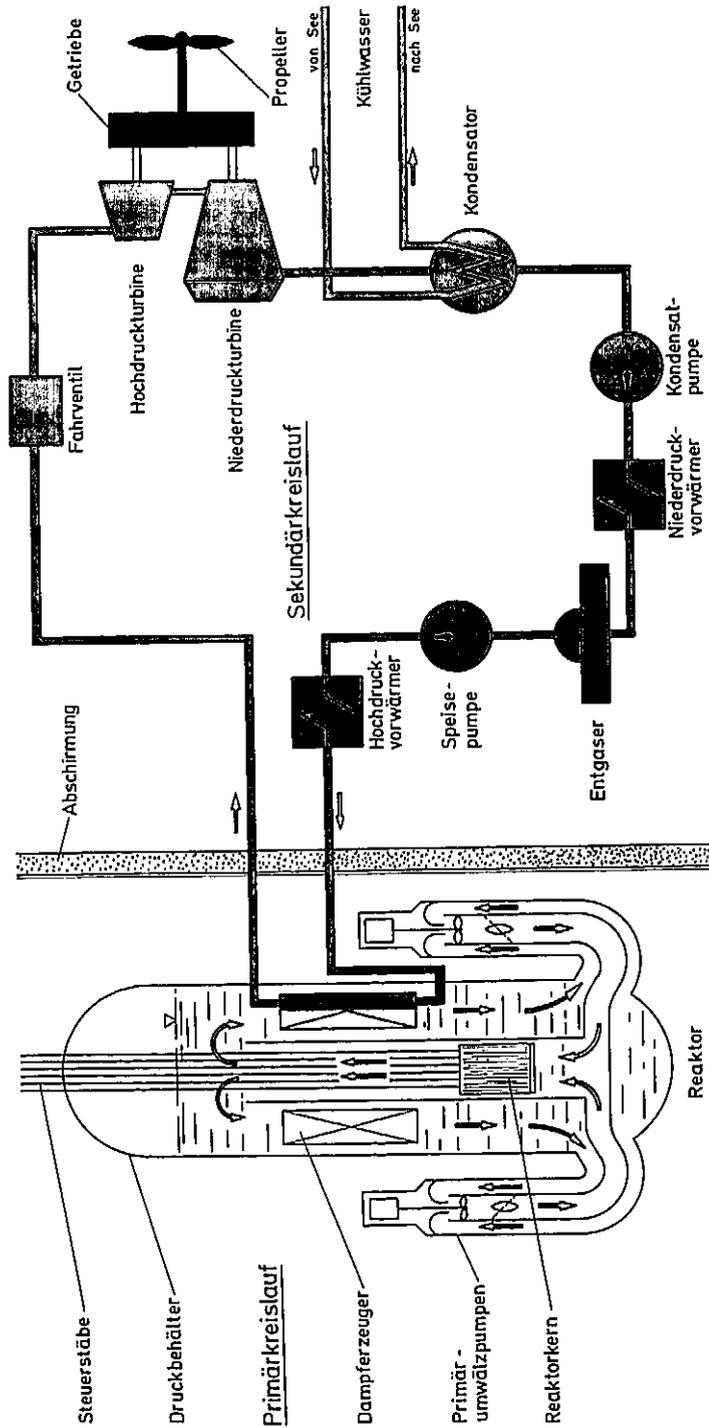


Bild 9: Sekundärkreislauf

vier Eckelemente für Versuchszwecke sowie die des Stützgerüsts mit den Absorberführungen bei dem Firmenkonsortium AEG/FIAT¹⁾ in Auftrag gegeben.

Der zweite Reaktorkern besteht aus zwölf quadratischen Brennelementen, die je 32 Fingerabsorber enthalten, und vier Meßkäfigen. Die Spaltstoff-Füllung des Kerns besteht aus leicht angereicherten Urandioxid-Sinterkörpern (insgesamt 1,69 t UO₂), die von Hüllen aus Zircaloy-4 umschlossen sind. Die Spaltzone des Kerns ist etwa 0,83 m hoch und nach Ersatz der vier inneren Brennelemente für einen Betrieb von ca. 900 Volllasttagen ausgelegt. Der Abbrand soll in den äußeren acht Brennelementen im Mittel 25 400 MWd/t_U betragen.

Die notwendige Reaktivitätskontrolle wird von den beweglichen Fingerabsorbern übernommen. Die Überschußreaktivität wird durch die Steuerstäbe und durch abbrennbare Neutronengifte kompensiert.

Der Kern ist in zwei radiale Zonen mit verschiedenen Anreicherungen aufgeteilt, um eine gleichmäßige radiale Flußverteilung und einen gleichmäßigen Abbrand zu erreichen. In den vier inneren Brennelementen beträgt die Anreicherung 3,5 % und in den acht äußeren Brennelementen 6,6 %. Als langzeitige Reaktivitätskontrolle dient ein abbrennbares Neutronengift in der Form von ZrB₂-ZrO₂-Sinterkörpern, die von den gleichen Hüllen wie die Spaltstoffstäbe umschlossen werden.

2.2.3.6. Stützgerüst

Der geplante Einsatz des zweiten Kerns mit Fingerabsorbern machte die Neukonstruktion eines Stützgerüsts mit Lagerung erforderlich (Bild 10). Dieses Stützgerüst, das in den Kamin des Reaktors eingesetzt wird, übernimmt die Halterung der Brennelemente an deren Köpfen und zentriert und hält die Steuerstab-Antriebseinheiten. Gleichzeitig hat das Stützgerüst die Aufgabe, den Absorber beim Herausziehen aus dem Brennelement über den ganzen Hub zu führen.

¹⁾ Allgemeine Elektrizitätsgesellschaft AEG-Telefunken, Frankfurt am Main
FIAT, Divisione Mare, Sezione Energia Nucleare, Turin, Italien.

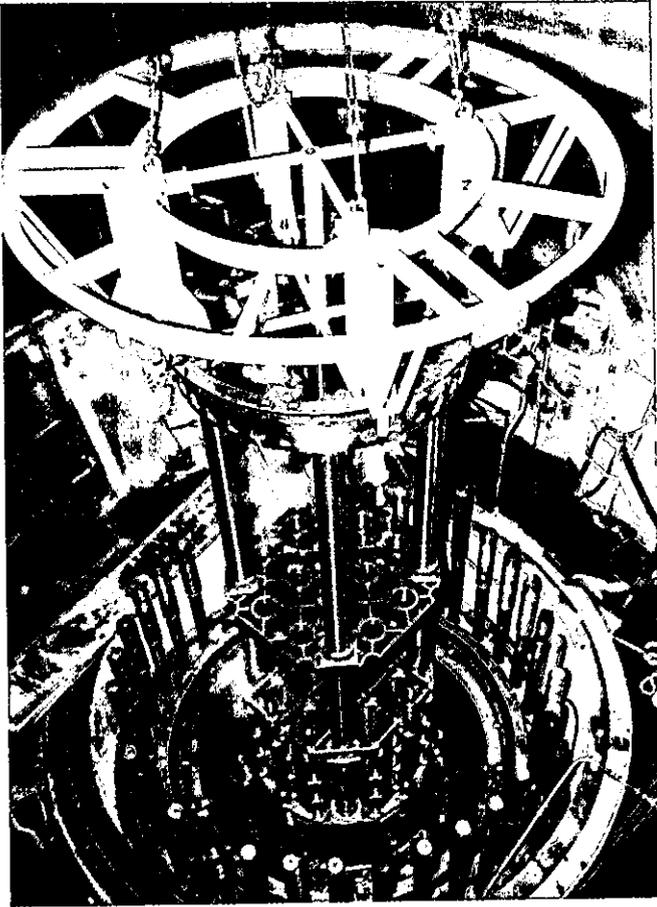


Bild 10: Stützgerüst für den zweiten Kern

2.2.3.7. Die Nachladung des zweiten Kerns

Beim Umsetzen der Brennelemente wurden die vier inneren Brennelemente durch neue ersetzt. Die Nachlade-Brennelemente haben ebenfalls eine Anreicherung von 3,5 %. Der Hüllrohrwerkstoff ist aber ZrNb3Sn1.

2.2.3.8. Kontrollstäbe mit Antrieben

Jedem quadratischen Brennelement ist ein beweglicher Kontrollstab mit je 32 Fingerabsorbern zugeordnet, der Regel- und Abschaltfunktionen hat. Der Bewegung dieser Stäbe dienen die senkrecht über dem Kern angeordneten Antriebseinheiten. Sie bestehen aus einer inneren Zahnstangeneinheit, einer den Abschluß zum Sicherheitsbehälter bildenden Sperrwasserstopfbuchse und der äu-

ßen Einheit mit Elektroantriebsmotor, Getriebe, Magnetkupplung, Scrameinheit, Stoßdämpfer und Positionsanzeige. Die Antriebe können einzeln oder in Gruppen, automatisch oder von Hand gefahren werden. Jeder Antrieb besitzt eine Schnellschalteinrichtung (Scrameinheit), die auch bei Schiffsschräglagen bis zu 180° den Reaktor abschaltet.

2.2.3.9. Primärumschleppumpen

Das senkrecht nach unten aus dem Dampferzeuger austretende Wasser wird von den Primärumschleppumpen aus dem Ringraum abgesaugt und dem zentralen Raum unter dem Kern zugeführt.

Es sind drei Spaltrohrpumpen mit einem Gesamtdurchsatz von 2400 t/h bei einer Förderhöhe von 0,33 bar vorhanden. An den unteren Teil des Reaktordruckbehälters schließen gekrümmte, senkrecht nach oben gerichtete Stützen zur Aufnahme dieser Pumpen an, die integraler Bestandteil des Reaktordruckbehälters sind. Die Kühlmittelführung erfolgt in konzentrischen Rohren innerhalb der Stützen. Bei Ausfall einer Pumpe schließt selbsttätig eine in der Rücklaufleitung angeordnete Rückschlagkappe. Mit den beiden restlichen Pumpen können 74 % des normalen Durchsatzes aufrechterhalten werden.

2.2.3.10. Reaktordruckbehälter

Der Reaktordruckbehälter besteht aus einem zylindrischen Mittelteil, einem unten angeschweißten und einem oben angeflanschten Halbkugelboden sowie den verschiedenen Stützen und Durchführungen. Der mit dem unteren Boden verschweißte zylindrische Mantel dient als Tragkonstruktion. Bedingt durch die Abmessungen der Einbauten und die Demontagemöglichkeit des Kernes ergibt sich ein lichter Durchmesser von 2360 mm und eine Gesamthöhe von 9800 mm.

Die Abdichtung des Reaktordruckbehälter-Deckels erfolgt durch zwei in Nuten liegende Metall-O-Ringe. Der Raum zwischen den Ringen ist überwachbar. Die Schraubenbolzen der Flanschverbindung werden mit hydraulischen Reckvorrichtungen angezogen. Größere Wärmeverluste des Primärsystems verhindert eine an der Außenseite angeordnete, ca. 100 mm dicke Isolierschicht.

2.2.3.11. Sicherheitsbehälter

Der Sicherheitsbehälter umschließt konzentrisch den Reaktordruckbehälter und enthält die wesentlichen Teile der primärkühlmittelführenden Komponenten sowie die Primärabschirmung. Der verbleibende Ringraum nimmt die Dampf- und Speisewasserleitungen, das Abblasesystem, das Primärspeisesystem, das Reinigungs- und Sperrwassersystem, ein Entwässerungssystem sowie ein Umluftkühlsystem mit Zuluftnachspeisung auf. Der Sicherheitsbehälter ist auf dem Tragboden oberhalb des Schiffsdoppelbodens gelagert. Die Sekundärabschirmung ist seitlich und oberhalb des Sicherheitsbehälters angeordnet und besteht im wesentlichen aus Beton. Der Doppelboden erhält keine besondere Abschirmung.

Der Sicherheitsbehälter besteht aus einer etwa 30 mm dicken Stahlblechkonstruktion mit einer Höhe von 13 370 mm und einem Durchmesser von 9500 mm. Die Auslegungsbedingungen - 14,5 bar Überdruck bei 200 °C - bestimmen sich durch den GAU (größter anzunehmender Unfall). Der Sicherheitsbehälter besitzt eine kugelförmige Personenschleuse, vier Flutklappen mit je 0,5 m² freiem Querschnitt, sechs heißgehende und 19 kaltgehende Rohrleitungsdurchführungen sowie 74 Kabeldurchführungen. Den korbbogenförmigen Boden durchdringt ein Kreuztragring, über den die Kräfte in den Schiffsboden eingeleitet werden. Die Einleitung der Horizontalkräfte in die Längs- und Querschotten übernehmen Zuganker, die an vier gegenüberliegenden Punkten etwa in halber Höhe des Sicherheitsbehälters angreifen. Seine halbkugelförmige Kuppel besitzt zentral einen abnehmbaren Deckel mit einem Außendurchmesser von 5960 mm, der den freien Montage- und Demontagezugang ermöglicht. Die im unteren Teil angeordneten Flutklappen verhindern bei einem nicht auszuschließenden Sinken des Schiffes ein Versagen des Sicherheitsbehälters. Sie öffnen bei einem Außendruck von etwa 2,5 bar und schließen nach dem Druckausgleich.

2.2.3.12. Primärabschirmung

Der integrierten Bauweise des Reaktors angepaßt ist die kompakt um den Druckbehälter angeordnete Primärabschirmung. Sie besteht im unteren Teil aus einem Ringbehälter (äußerer Durchmesser 5360 mm, Höhe 5000 mm), der eine mehrfache Eisen-Wasser-Schichtung enthält. Darüber genügt wegen der im Reaktordruckbehälter ausreichend vorhandenen Wasserhöhe ein haubenförmiger Graugußschild.

2.2.3.13. Nebenanlagen

Der Aufrechterhaltung und Sicherung des Reaktorbetriebes, der Kontrolle und nicht zuletzt der allgemeinen Sicherheit dienen die Hilfssysteme der Reaktoranlage. Man unterscheidet zwischen den betriebsnotwendigen und den nicht betriebsnotwendigen Systemen. Zu den ersteren gehören:

- Primär-Reinigungskreislauf;
- Borsäure-Zugabesystem;
- Sperrwassersystem;
- Probenentnahmesystem;
- Abblasesystem;
- Primärspeisesystem;
- Zusatzwassersystem;
- Zwischenkühlkreislauf;
- Entwässerungssystem;
- Abwassersystem;
- Umluftanlage im Sicherheitsbehälter;
- Lüftungsanlage des Kontrollbereiches.

Zu den nicht betriebsnotwendigen Systemen gehören:

- Evakuierungs- und Heliumzugabesystem;
- Abgassystem;
- Aktivwassersystem.

2.2.4. Maschinenanlage

Die Auslegung der Maschinenanlage erfolgte durch die Kieler Howaldtswerke AG unter Berücksichtigung der kernenergiespezifischen Anforderungen. Für die wichtigsten Dampf-, Kondensat- und Kühlwasser-Versorgungssysteme war Redundanz vorgesehen, um eine hohe Verfügbarkeit der Anlage zu erreichen.

2.2.4.1. Hauptturbine

Als Antriebsturbine ist eine zweigehäusige Getriebeturbine mit Rückwärtsteil im Niederdruckgehäuse eingebaut. Hochdruck- und Niederdruckläufer sind über Zahnkupplungen mit dem zweistufigen Untersetzungsgetriebe gekuppelt. Die

Leistung beträgt normal 10 000 WPS bei 6050 min^{-1} der Hochdruckturbinen und 3185 min^{-1} der Niederdruckturbinen, die der Rückwärtsturbinen beträgt 4000 WPS.

Das Fahrventil der Turbinen wird elektromotorisch über Nocken gesteuert. Dadurch ist eine Fernsteuerung der Hauptmaschine mittels eines Fahrhebels vom Leitstand und von der Brücke aus möglich. Das Fahrventil kann auch örtlich von Hand gefahren werden. Es wird so gesteuert, daß nur eine Laständerungsgeschwindigkeit von 1 %/s gefahren werden kann. In Notfällen kann die Laständerungsgeschwindigkeit auf 4 %/s erhöht werden.

Die Hauptturbinen unterscheiden sich von den auf konventionellen Schiffen üblichen Ausführungen nur durch den niedrigen Druck und die geringere Überhitzungstemperatur des Dampfes vor dem Fahrventil. Der Zustand des Arbeitsdampfes vor dem Fahrventil beträgt 27,4 bar bei $268 \text{ }^{\circ}\text{C}$ mit einer Überhitzung von 39 K. Der infolge dieser geringen Überhitzung auftretenden Dampfnaße wird durch einen Dampftrockner in der Überströmleitung zur Niederdruckturbinen und durch besondere Entwässerungen in dieser Turbinen begegnet.

Bei unzulässigen Betriebszuständen wird der Dampf durch ein Schnellschlußventil abgesperrt. Im Notfall kann der Schnellschluß auch von Hand sowohl an den beiden Turbinenwellen als auch vom Leitstand aus ausgelöst werden. Eine Notschaltung gestattet, nur mit der Hochdruck- oder nur mit der Niederdruckturbinen zu fahren.

2.2.4.2. Untersetzungsgetriebe

Das zweistufige Untersetzungsgetriebe ist in der sogenannten Particulated-Bauart ausgeführt und reduziert die Drehzahl der Turbinen von 6050 bzw. 3185 min^{-1} auf 97 min^{-1} bei Normal- bzw. 100 min^{-1} bei Maximalleistung.

2.2.4.3. Hauptkondensator

Der Hauptkondensator ist in einer im Schiffbau üblichen Bauweise starr mit dem Abdampfstützen der Niederdruckturbinen verschraubt und auf Federn elastisch gelagert. Er wird mit Seewasser gekühlt und ist wasserseitig zweiflutig ausgeführt. Die Rohre sind in die Rohrböden eingewalzt.

Im Dampfraum sind kurz hinter den Rohrböden Zwischenböden eingebaut. Aus den Räumen zwischen den Rohr- und Zwischenböden wird das sich bildende Kondensat abgezogen und über Salzmeßgeräte geleitet.

Im Hauptkondensatkreislauf ist eine Kerzenfilteranlage zum Absondern von Korrosionspartikeln installiert.

2.2.4.4. Wasseraufbereitungsanlage

Als eine auf den Reaktorbetrieb abgestellte Einrichtung ist die Wasseraufbereitungsanlage zu erwähnen. Das vom Verdampfer produzierte Destillat wird in einer Ionenaustauscheranlage, die aus einem Kationenaustauscher und einem Mischbettfilter besteht, bis zu einer Leitfähigkeit von $0,1 \mu\text{S}/\text{cm}$ praktisch voll entsalzt, so daß es sowohl für den Sekundär- als auch für den Primärkreis verwendbar ist.

2.2.4.5. Notantriebsanlage

Bei Ausfall der Reaktoranlage dienen zwei Hilfskessel als Dampferzeuger und bilden mit der Turbine und dem übrigen Sekundärkreislauf eine unabhängige Notantriebsanlage.

Als Hilfskessel sind zwei Wasserrohrkessel mit einer Dampfleistung von normal je 8 t/h und maximal je 10 t/h im Hilfskesselraum installiert. Den Verdampferheizflächen sind Überhitzer nachgeschaltet. Der erzeugte Dampf hat mit 31 bar Dampfdruck und $273 \text{ }^\circ\text{C}$ Dampftemperatur die gleiche Qualität, wie der im Dampferzeuger des Reaktors erzeugte Sekundärdampf.

2.2.5. Elektrische Anlagen

2.2.5.1. Stromversorgungsanlagen

Die Bereitstellung elektrischer Energie erfolgt aus Sicherheitsgründen in drei räumlich voneinander getrennten Zentralen, so daß bei Ausfall einer der

Zentralen die Stromversorgung aus den beiden anderen Zentralen aufrecht erhalten werden kann:

- die Hauptzentrale im Maschinenraum;
- die Hilfszentrale unter den Brückenaufbauten im Vorschiff;
- die Notzentrale im Aufbaudeck oberhalb des Schottendecks.

Für besonders wichtige Verbraucher sind gesicherte Drehstrom-/Gleichstromversorgungsanlagen vorhanden. Bild 11 zeigt den vereinfachten Grundschnittplan der Stromversorgungsanlage.

Zur Hauptstromerzeugung dienen zwei Turbogeneratoren mit einer Nennleistung von je 450 kW. Sie sind so angelegt, daß jeder Generator sowohl parallel mit dem anderen als auch parallel mit dem Hilfsgenerator läuft bzw. laufen kann. Die Turbogeneratoren speisen in die Hauptschalttafel ein.

Als Hilfsgenerator zur Hilfsstromversorgung ist ein 450-kW-Dieselmotor installiert.

Zur Versorgung der Notverbraucher (Notstromversorgung) ist ein Dieselmotor mit einer Nennleistung von 260 kW vorhanden. Der Notgenerator ist nicht für Parallelbetrieb mit den anderen Generatoren ausgelegt. Notgenerator mit Antrieb sind bis zu einer Schräglage von 45° voll einsatzfähig.

Die Anlage zur gesicherten Drehstrom- und Gleichstromversorgung dient der unterbrechungslosen Stromversorgung der Reaktorinstrumentierung und -überwachung sowie der des Reaktorschutzsystems. Sie besteht im wesentlichen aus zwei Umformersätzen, einer Stromrichterkombination und einer Batterie. Im Normalbetrieb wird die Anlage über zwei Zuleitungen von der Reaktorschalttafel gespeist. Bei Netzausfall übernimmt die Batterie die Stromversorgung der Umformer für max. 60 min.

2.2.5.2. Schaltanlagen und Energieverteilung

- Hauptschalttafel:

Die Hauptschalttafel ist querschiffs im Hauptmaschinenraum in der Nähe der Turbogeneratoren installiert. Sie wird von den beiden Turbogeneratoren

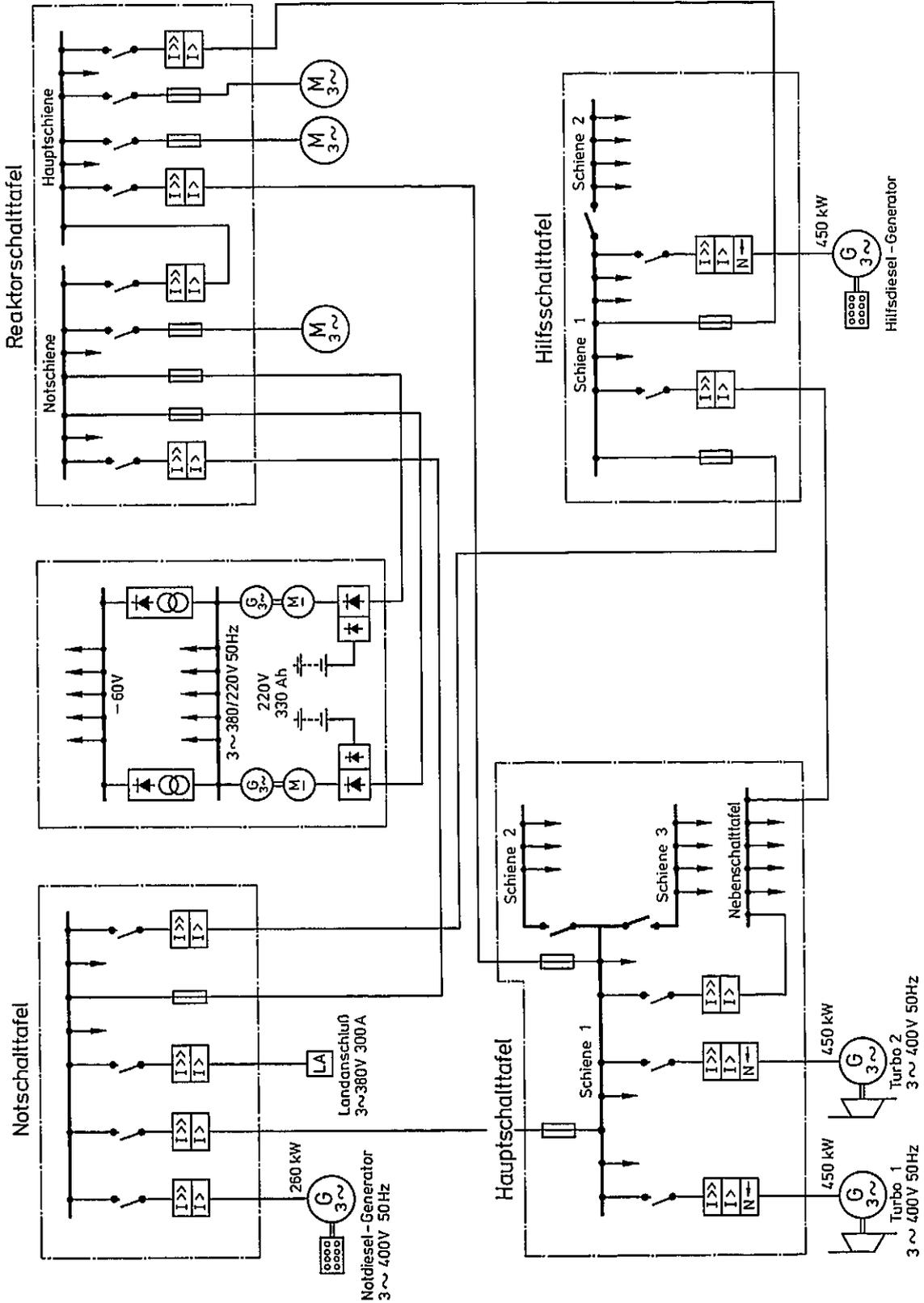


Bild 11: Grundschnitplan der Elektroversorgung

versorgt, außerdem enthält sie die Überleitungen zu den anderen beiden Zentralen und dient gleichzeitig als Verteilung für die Bordnetzverbraucher. An Schiene 1 sind die wichtigen Verbraucher angeschlossen, die für die Aufrechterhaltung des Betriebes von Reaktor- und Maschinenanlage notwendig sind. Von der Schiene 2 aus werden die weniger wichtigen Verbraucher versorgt. Es sind solche Verbraucher, die gegebenenfalls kurzzeitig ausfallen können, ohne daß dadurch der Fahrbetrieb des Schiffes beeinträchtigt wird. An Schiene 3 sind die unwichtigen Verbraucher angeschlossen. Bei Generatorüberlast werden die Schienen in der Reihenfolge unwichtige Verbraucher, weniger wichtige Verbraucher selbsttätig abgeschaltet.

- Hilfsschalttafel:

Die Hilfsschalttafel ist ebenfalls unterteilt in zwei Schienensysteme für wichtige und unwichtige Verbraucher, damit bei Überlastung des Generators zunächst die unwichtigen Verbraucher abgeworfen werden können.

- Notschalttafel:

Die Notschalttafel ist in den hinteren Aufbauten oberhalb des Schotten-decks aufgestellt. Von ihr aus erfolgt die Versorgung aller Verbraucher, die bei Havariezuständen so lange mit elektrischer Energie versorgt werden müssen, wie das Schiff schwimmfähig ist. Über eine Überleitung wird außerdem von der Notschalttafel auch in die Reaktorschalttafel eingespeist, so daß die wichtigen Verbraucher der Reaktorschalttafel ebenfalls mit Energie versorgt werden können.

- Reaktorschalttafel:

Die Reaktorschalttafel ist in zwei Schienensysteme unterteilt. Die wichtigen Reaktorverbraucher sind auf diese beiden Schienen aufgeteilt. Das eine Schienensystem kann von der Hauptschalttafel sowie von der Hilfsschalttafel aus gespeist werden, wobei die Speisung von der Hauptschalttafel im bestimmungsmäßigen Betrieb Vorrang hat. Das andere Schienensystem kann bei Ausfall der Hauptstromversorgung direkt von der Notschalttafel aus versorgt werden. Im Normalbetrieb erfolgt die Versorgung über einen Kuppelschalter zwischen den beiden vorgenannten Schienensystemen.

- Schalttafel für die Drehstrom- und Gleichstromversorgung:

Die Schalttafel ist im Elektroaggregaterraum oberhalb des Schottendecks aufgestellt. Sie enthält die Regeleinrichtungen für die Drehstrom/Gleichstrom-

umformer, die Hauptgleichrichter und Zusatzgleichrichter sowie alle Schalt-, Steuer- und Überwachungseinrichtungen. Die Reaktorverbraucher (Drehstrom 380/220 V und Gleichstrom 60 V) werden über redundante Sammelschienensysteme versorgt.

2.2.5.3. Betriebsweise der Stromversorgungsanlage

Die Betriebsweise der Stromversorgungsanlage ist aus der Tabelle 3 ersichtlich. Nachfolgend werden die verschiedenen Betriebsweisen erläutert:

- Seebetrieb:

Es ist zu unterscheiden zwischen Normalfahrbetrieb mit der Reaktoranlage und Hilfsfahrbetrieb mit der Hilfskesselanlage. Im Normalfahrbetrieb arbeiten beide Turbogeneratoren im Parallelbetrieb. Sollte einer der Generatoren ausfallen, so werden die unwichtigen und weniger wichtigen Verbraucher abgeworfen und der in Betrieb bleibende Generator versorgt weiterhin die für den Fahr- und Reaktorbetrieb notwendigen Verbraucher. Mit dem Abwurf der unwichtigen und weniger wichtigen Verbraucher startet der Hilfsdieselmotor selbsttätig und wird auf das Netz geschaltet. Die Bordnetzversorgung läuft dann wieder im Parallelbetrieb mit zwei Generatoren. Gleichzeitig mit dem Start des Hilfsdieselmotors startet vorsorglich der Notdieselmotor, um im Bedarfsfall die Versorgung der ihm zugeordneten Notverbraucher übernehmen zu können. Im Hilfsfahrbetrieb ist die Reaktoranlage abgeschaltet und der Fahrbetrieb wird durch Einsatz der Hilfskesselanlage aufrecht erhalten. In diesem Falle sind ebenfalls beide Turbogeneratoren in Betrieb. Bei Ausfall eines Generators laufen die gleichen selbsttätigen Schaltungen ab, wie unter dem Normalfahrbetrieb bereits beschrieben.

- Revierfahrt:

Bei Revierfahrt ist der Reaktor in Betrieb und die Hilfskesselanlage in Bereitschaft. Beide Turbogeneratoren sind im Einsatz. Um Laststöße durch den Betrieb von Anker- und Verholspillen sowie Mooringwinden, Krananlage und Ballastpumpen von der Hauptstromversorgung fernzuhalten, kann erforderlichenfalls bei Revierfahrt der Hilfsdieselmotor zusätzlich eingesetzt werden und im Inselbetrieb getrennt von der Hauptschalttafel gefahren werden.

Tabelle 3: Betriebsweise der Stromversorgung

Betriebszustand	Leistungsbedarf in kW			Konstantspannungsanlage	gesamt bei ca. 3 % Netzverlust	cos φ	eingesetzte Generatoren
	allgem. Bordnetz	Reaktorverbraucher					
<u>Fahrt in See</u>							
Normalfahrt mit Reaktor	390,1	103,6		30,5	539,0	0,84	2 Turbogeneratoren je 450 kW
Ausfall eines Generators sowie Abwurf der weniger wichtigen und unwichtigen Verbraucher	229,2	103,6		30,5	373,0	0,84	1 Turbogenerator 450 kW
Hilfsfahrbetrieb mit Kessel	512,6	66,0		27,5	623,0	0,85	2 Turbogeneratoren je 450 kW
<u>Revierfahrt</u>							
Revierfahrt mit Reaktor, Hilfskessel einsatzbereit, zu erwartende Anker-, An- und Ablegemanöver	532,7	103,6		30,5	687,0	0,84	2 Turbogeneratoren je 450 kW
<u>Notbetrieb</u>							
Schiffshavarie, z.B. "Feuer im Schiff", Ausfall der Haupt- und Hilfszentrale	123,9	56,6		27,5	214,0	0,84	1 Notdieselgenerator 260 kW
Maschinen- oder Reaktorhavarie, Ausfall der Haupt- und Hilfszentrale, Hochfahren eines Kessels und Wiederanfahren eines Turbogenerators	118,9	47,7		27,5	200,0	0,85	1 Notdieselgenerator 260 kW

Anfahren des Reaktors aus kaltem Zustand, Hilfskessel in Betrieb, Schiff z.B. auf Reede ankernd	362,5	79,8	30,5	487,0	0,84	2 Turbogeneratoren je 450 kW
Wiederanfahren, z.B. nach Reaktorschnellabschaltung aus dem Zustand 'Hilfs- fahrbetrieb mit Kessel'	518,0	107,4	30,5	676,0	0,85	2 Turbogeneratoren je 450 kW
<u>Reaktorschnellabschaltung</u> bis Einsatz des Hilfs- generators Hochfahren der Kessel	274,6	66,0	27,5	379,0	0,86	1 Turbogenerator 450 kW
Wiederanfahren der Turbogeneratoren und Fahrbetrieb mit Hilfskessel	251,6	66,0	27,5	355,0	0,86	1 Hilfsdieselgenerator 450 kW
<u>Reaktorschnellabschaltung</u> durch <u>Netzausfall</u> bei Fahrbetrieb mit Reaktor bis Einsatz des Not- und/oder Hilfsgenera- tors (7 bzw. ca. 30 s)	8,0	-	27,5	35,5	-	2 Notbatterien je 150 Ah, 220 V
<u>Netzausfall</u> Wiederherstellung der Stromversorgung, Hochfahren der Kessel, Anfahren der Turbogenera- toren und Fahrbetrieb mit Hilfskessel	241,4	66,0	40,5	358,0	0,86	1 Hilfsdieselgenerator 450 kW

- Notbetrieb:

Je nach Störfall und Schadensort stehen neben der Batterie der Notdieselgenerator und der Hilfsdieselgenerator zur Verfügung, die jeweils in getrennten Netzen gefahren werden.

- Anfahren des Reaktors:

Der Kaltstart des Reaktors erfolgt - falls die Hilfskesselanlage und damit auch die Turbogeneratoren nicht im Betrieb sind - mit Einsatz des Hilfsdieselgenerators. Beim Wiederanfahren des Reaktors aus dem warmen Zustand heraus, z.B. nach einem Reaktorschnellschluß, sind normalerweise die beiden Turbogeneratoren noch in Betrieb. Sie sind in der Lage, den Leistungsbedarf beim Wiederanfahren aus dem warmen Zustand abzudecken.

- Hafetrieb:

Bei Hafentiegezeiten bleiben wegen Lade- und Löscharbeiten der Reaktor und beide Turbogeneratoren wie auf See in Betrieb. Bei Werfttiegezeiten mit abgeschaltetem Reaktor erfolgt die Energieversorgung über den Hilfsdieselgenerator. Bei längeren Liegezeiten steht außerdem ein Landanschluß zur Verfügung.

- Reaktorschnellschluß:

Bei einem aus dem Normalfahrbetrieb heraus erfolgenden Reaktorschnellschluß ist es möglich, einen oder beide Turbogeneratoren aufgrund der Nachzerfallswärme des Reaktors noch für die Dauer von ca. 15 min in Betrieb zu halten. Die Turbogeneratoren sind in der Lage, den Leistungsbedarf abzudecken, bis der Bedarf durch den zwischenzeitlich gestarteten Hilfsdieselgenerator übernommen werden kann. Sofern in einem bestimmten Zeitraum ein Wiederanfahren des Reaktors nicht erfolgen kann, wird die Stromversorgung über die beiden Turbogeneratoren auf den in der Zwischenzeit hochgefahrenen Hilfskessel umgeschaltet.

2.2.6. Anlagen zur Handhabung der Brennelemente

Das NS OTTO HAHN ist mit allen notwendigen Einrichtungen für die Brennelement-Handhabung ausgerüstet und dadurch von solchen Einrichtungen an Land unabhängig. Zukünftige Kernenergieschiffe werden diese Einrichtungen aus wirt-

schaftlichen Gründen nicht mehr haben, stattdessen werden entsprechende Einrichtungen (Servicestationen) an Land zu schaffen sein.

Die Brennelement-Handhabung erfolgt nach folgendem Grundkonzept: Mit einer Wechselmaschine werden die Brennelemente aus dem Reaktordruckbehälter gezogen und im Brennelementbecken abgesetzt. Nach einer gewissen Abklingzeit werden sie dann in einem Transportbehälter zur Zwischenlagerung und späteren Wiederaufarbeitung abtransportiert.

Vor Beginn der Brennelement-Handhabung müssen die entsprechenden Demontagerbeiten durchgeführt werden. Nach dem Öffnen der Reaktorluke werden zunächst die obere Sekundärabschirmung entfernt, dann der Sicherheitsbehälter-Deckel abgehoben sowie - nachdem Rohrleitungen und Kabel getrennt wurden - die obere Primärabschirmung und die Isolierung entfernt. Danach werden die Steuerstabantriebe und die Steuerstabstangen abgebaut. Anschließend werden der Druckbehälterdeckel abgehoben und das Stützgerüst für die Brennelemente aus dem Reaktordruckbehälter gezogen. Nach dem Aufsetzen des Drehdeckels und Bereitstellung aller Einrichtungen kann mit der eigentlichen Brennelement-Handhabung begonnen werden, die in folgenden Schritten abläuft:

- Entladen der Brennelemente:

Fahren des Drehdeckels auf die gewünschte Position - Absetzen der Wechselmaschine mit dem Bordkran auf den Drehdeckel - Öffnen des Bodenschiebers der Wechselmaschine - Senken des Greifers auf das Brennelement und Verriegeln des Greifers - Ziehen des Brennelements in die Wechselmaschine - Schließen des Bodenschiebers - Absetzen der Wechselmaschine mit dem Bordkran auf die Absetzposition über dem Brennelementbecken - Verbringen des Brennelements in eine Lagerposition des Beckens (der Beladevorgang erfolgt in Umkehr der eben genannten Folge).

- Abtransport der Brennelemente:

Heben des Brennelements im Brennelementbecken mit dem Servicekran und -greifer und Einhängen in den Absetzwagen - Fahren des Absetzwagens unter die Absetzvorrichtung - Absetzen des Transportbehälters mit dem Bordkran auf die Absetzvorrichtung - Öffnen des Bodendeckels am Transportbehälter - Einhängen der Hubeinrichtung in den Bordkran - Ankoppeln des Transportbehältergreifers - Senken des Transportbehältergreifers auf das Brennelement

ment - Verriegeln des Greifers - Ziehen des Brennelements in den Transportbehälter - Schließen des Bodendeckels - Absetzen des Transportbehälters mit dem Bordkran auf ein Transportfahrzeug.

Die wichtigsten Einrichtungen für die Brennelement-Handhabung auf dem NS OTTO HAHN sind:

- Wechselmaschine (Bild 12);
- Drehdeckel (Bild 13);
- Bordkran;
- Brennelement-Lagerbecken (Bild 14);
- Servicekran;
- Greifer für Servicekran (Bild 15);
- Transportbehälter;
- Beladeeinrichtung für den Transportbehälter;
- Greifer für den Transportbehälter.

Die Wechselmaschine mit einer Gesamthöhe von 5900 mm und einem Gewicht von 33,4 t besteht aus dem Gehäuse mit einer Bleiabschirmung, dem Bodenschieber, dem Hubwerk mit Greifer und der Kühleinrichtung (Bild 12). Den Innenraum des Gehäuses umschließt ein Stahlrohr, in dem sich ein Einsatzkörper mit quadratischem Querschnitt für die Aufnahme des Brennelementes befindet.

Der Drehdeckel (Bild 13) wird für den Brennelementwechsel anstelle des Reaktordruckbehälter-Deckels auf den Reaktordruckbehälter aufgesetzt und kann so verdreht werden, daß jede Brennelementposition für den Greifer der Wechselmaschine erreichbar ist.

Der Bordkran ist bezüglich seiner Tragfähigkeit und seines Arbeitsbereiches speziell für die Brennelement-Handhabung ausgelegt. Das schwerste zu bewegende Teil ist hierbei die Wechselmaschine. Der Bordkran ist mit einem elektrisch-hydraulischen Antrieb von 55 kW ausgerüstet. Die Bedienung des Krans erfolgt mittels eines tragbaren Steuerpultes, das durch ein Steuerkabel mit dem Bordkran verbunden ist.

Das Brennelement-Lagerbecken (Service-Becken) besteht aus einer Stahlblechwanne mit einer Innenplattierung aus rost- und säurebeständigem Stahl, die

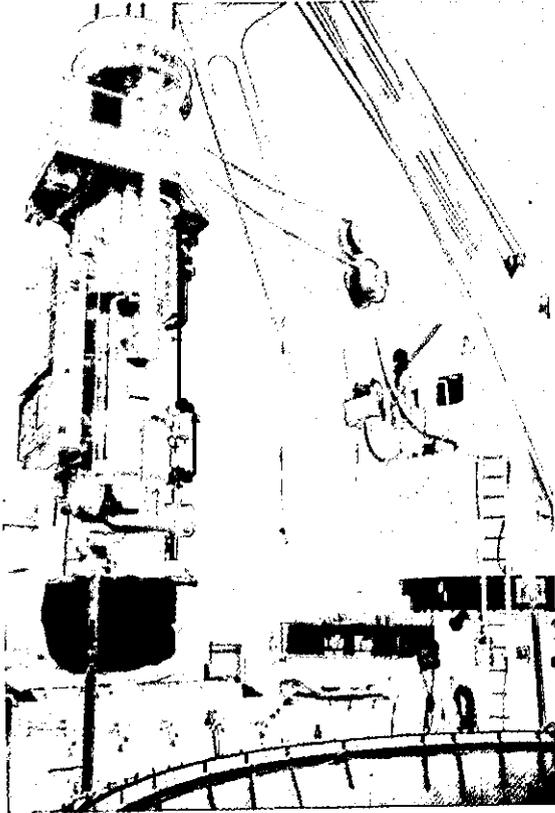


Bild 12: Wechselsmaschine

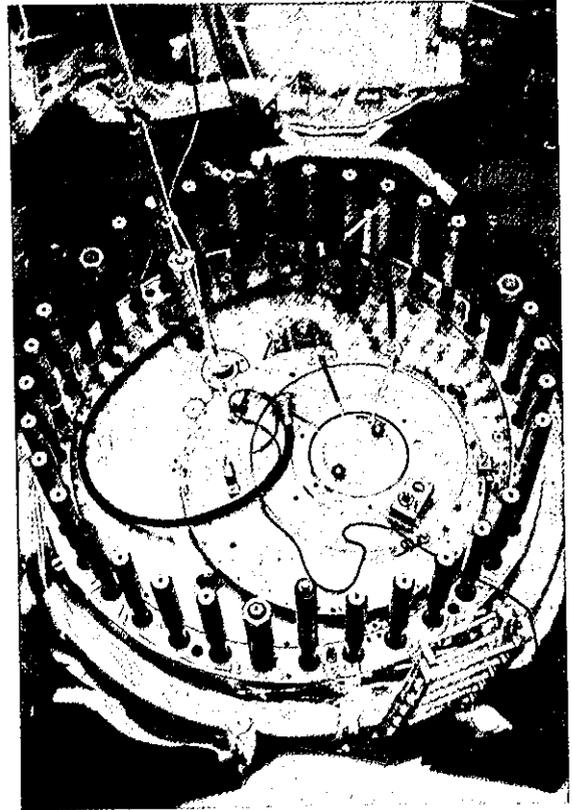


Bild 13: Drehdeckel

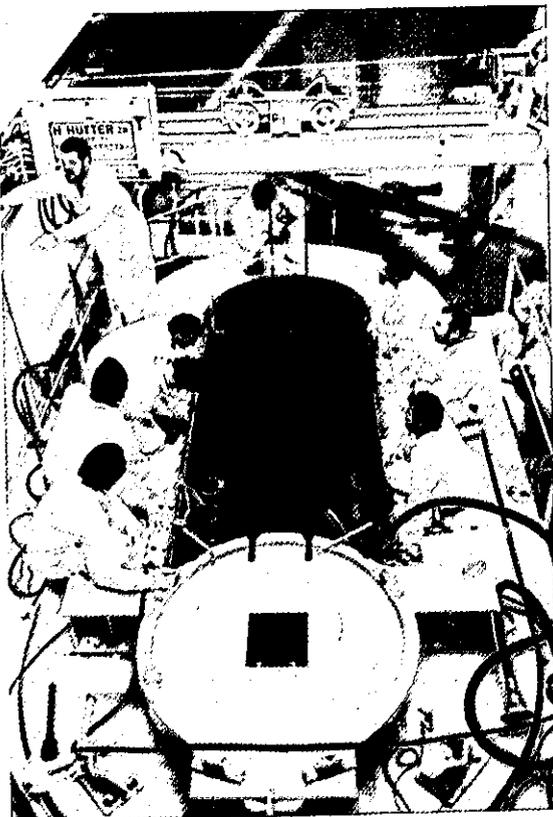


Bild 14: Lagerbecken

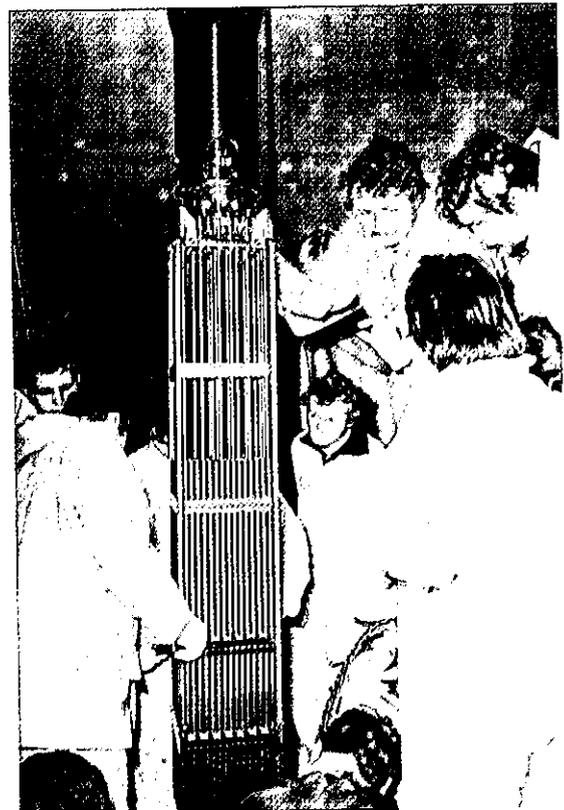


Bild 15: Greifer mit Brennelement

zur Abschirmung mit dickwandigem Stahlbeton ummantelt ist (Bild 14). Das Becken ist innen 1300 mm breit, 4500 mm lang und 8000 mm tief. Zur Aufnahme der Brennelemente stehen 18 Lagerpositionen zur Verfügung. Die einzelnen Lagerpositionen werden durch 9 mm dicke Boralplatten, die zwischen einem unteren und einem oberen Gitterrahmen durch Zuganker gehalten werden, begrenzt. Unter der Absetzposition für die Wechselmaschine ist ein Absetzwagen angeordnet, mit dem das Brennelement soweit gefahren werden kann, bis es vom Servicekran mit seinem Greifer erreicht wird, um in eine der Lagerpositionen gesetzt zu werden. Zur Abfuhr der Nachwärme der Brennelemente sind zwei Kühler vorhanden, die an den Zwischenkühlwasser-Kreislauf angeschlossen sind.

Im Laufe der Gesamtbetriebszeit des NS OTTO HAHN wurden vier Brennelement-handhabungen durchgeführt:

- das Einsetzen des ersten Kerns (1968);
- das Entladen des ersten Kerns und das Einsetzen des zweiten Kerns (1972);
- das Entladen von vier Brennelementen des zweiten Kerns, das Einsetzen von vier neuen Brennelementen und das Umsetzen der restlichen Brennelemente (1976);
- das Entladen des zweiten Kerns (1979).

Für jede Handhabung wurden die Wechseleinrichtungen dem jeweiligen technischen Stand und den geltenden Vorschriften entsprechend geändert bzw. angepasst. Die wesentlichen Änderungen waren:

- die Herstellung eines Aufsatzbeckens für die Beladung des Transportbehälters (nur für Transportbehälter TN 2) (1972);
- die Herstellung von hydraulischen Arbeitsdeckeln für die Reaktor- und Serviceraumlücke (1976);
- den Umbau des Bordkranes entsprechend den KTA-Richtlinien (1976);
- der Bau einer Absetzvorrichtung für den Transportbehälter (1976);
- der Umbau der Wechselmaschine entsprechend den KTA-Richtlinien (1979);
- der Umbau der Absetzvorrichtung zur Beladeeinrichtung für den Transportbehälter (1979).

Darüber hinaus wurden etliche Änderungen hauptsächlich an der Lüftungsanlage und der Strahlenschutzinstrumentierung speziell für die Brennelement-Handhabung durchgeführt.

2.2.7. Strahlenschutzeinrichtungen

2.2.7.1. Strahlenschutzinstrumentierung

Die Aufgabe der Strahlenschutzinstrumentierung besteht einerseits in der Überwachung von Dosisleistungen und Aktivitäten zum Schutz der Schiffsbesatzung und der Umwelt und andererseits in der betriebsmäßigen Kontrolle von Teilen der Reaktoranlage. Überwachungsgeräte sind das gesamte Dosisleistungs-Meßsystem sowie die Geräte für die Messung und Kontrolle von Aktivitäten in der Abluft. Die Geräte im Primär-, Sekundär- und Zwischenkühl-Kreislauf sind Betriebsmeßgeräte.

Auf dem Schiff verteilt sind 20 Dosisleistungs-Meßstellen, deren Anzeigen im Leitstand jederzeit einen Überblick über die Strahlensituation an Bord geben. Im Sicherheitsbehälter befinden sich Geräte zur Messung der Neutronenstrahlung. Die Meßstellen außerhalb des Sicherheitsbehälters sind γ -Strahlungsdetektoren mit unterschiedlichen Meßbereichen. Die Geräte haben eine Ausfallüberwachung und einen Maximalgrenzwert, die im Leitstand signalisiert werden. Ebenfalls werden die Werte der Meßstellen im Leitstand auf Schreibern registriert.

Für die Abluft-Aktivitäts-Messung und -Bilanzierung sind in der Lüftungsanlage Monitore installiert. Von diesen Meßstellen werden Aerosol-, Jod- und Edelgasaktivitäten angezeigt.

Für die Primärwasser-Aktivitätsüberwachung sind im gereinigten und ungereinigten System je ein Szintillationsdetektor zur kontinuierlichen Überwachung eingebaut. Da Jod im Primärwasser einen Schluß auf Brennelementschäden zuläßt, wurde die Überwachung im ungereinigten Teil auf das Jodisotop ^{132}J eingestellt.

Zur Kontrolle des Zwischenkühlwasser-Kreislaufs ist im Pufferbehälter ein Szintillationsdetektor eingebaut. Für die Sekundärdampf-Aktivitätsüberwachung sind am Austritt des Dampferzeugers Meßstellen mit Geiger-Müller-Zählrohren installiert. Die Überwachung und Bilanzierung der Aktivität des Abwassers im Sammel-tank erfolgt durch eine diskontinuierliche Probennahme und Laboranalyse.

2.2.7.2. Strahlenschutzlabor

Die bei den diskontinuierlichen Messungen anfallenden Proben der Luft-, Abwasser und Primärwasserüberwachung sowie die Wischtestproben der Oberflächenkontaminations-Überwachung werden mit den im Labor vorhandenen α -, β - und γ -Meßplätzen analysiert. Mit einem γ -Spektrometer (NaJ) ist eine nuklidspezifische Auswertung der Proben möglich. Zur Ausrüstung des Strahlenschutzlabors gehören ebenfalls tragbare γ - und Neutronenleistungs- sowie Kontaminations-Meßgeräte.

Dem Strahlenschutzlabor direkt benachbart ist das Chemielabor. Dort werden neben allgemeinen wasserchemischen Arbeiten auch die aktiven Wasserproben soweit chemisch präpariert, daß sie im trockenen Zustand durch eine Durchreiche ins Strahlenschutzlabor gebracht werden können

2.2.7.3. Kontrollbereich

Der Kontrollbereich an Bord besteht aus Sicherheitsbehälter, Sicherheitsbehälterraum, Laborräumen und einigen angrenzenden Räumen auf dem Hauptdeck, Nebenanlagenraum und Serviceraum. Es gibt nur einen Zugang zum Kontrollbereich, der - nur nach Rücksprache mit dem Leitstand - über ein Schleusensystem betreten werden kann. In einem ersten Raum wird auf dem Hinweg die normale Kleidung deponiert. Durch einen Waschraum gelangt man in einen zweiten Raum, in dem die Schutzkleidung angelegt wird. In jedem Falle muß beim Verlassen des Kontrollbereiches der aufgestellte β - γ -Hand-Fußmonitor benutzt werden. Dadurch ist gewährleistet, daß ein Verschleppen von Aktivität in die übrigen Schiffsbereiche ausgeschlossen ist.

2.3. Sicherheitskonzept

2.3.1. Allgemeine Grundlagen

Grundsätzlich werden bei der Auslegung, für den Bau und den Betrieb von Kernenergieschiffen die gleichen Sicherheitsanforderungen erhoben wie bei

stationären Kernkraftwerken, soweit deren Anwendung auf eine mobile Schiffsanlage möglich ist und zu technisch akzeptablen Lösungen führt.

Im Rahmen des Sicherheitskonzeptes erstrecken sich die wesentlichsten Auslegungskriterien auf die Gewährleistung

- des Aktivitätseinschlusses bzw. der kontrollierten Abgabe von radioaktiven Substanzen, um die Strahlenexposition von Menschen und Umgebung so gering wie möglich zu halten;
- der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern bei bestimmungsgemäßem und gestörtem Betrieb, um die Integrität von Spaltproduktbarrieren so weitgehend wie möglich aufrecht zu erhalten;
- der Abschaltbarkeit des Reaktors und Aufrechterhaltung des abgeschalteten Zustandes unter allen zu berücksichtigenden Randbedingungen, um die Leistungsfreisetzung jederzeit und über beliebig lange Zeiträume auf ein erreichbares Minimum begrenzen zu können.

Entsprechende Auslegungsanforderungen sind in Gesetzen, Durchführungsbestimmungen und Regelwerken niedergelegt. Darüber hinaus gehen in das Sicherheitskonzept zusätzliche, aus dem Schiffsbetrieb resultierende Sicherheitsanforderungen ein. Diese resultieren insbesondere aus

- der Mobilität der Anlage (schiffsspezifische Einwirkungen von außen, Standortwechsel);
- dem Einsatz unter maritimen Umgebungsbedingungen (Zusatzbeschleunigungen, Schräglagen);
- dem Inselbetrieb in der Energieversorgung (Unabhängigkeit z.B. von einer elektrischen Fremdnetzversorgung);
- den relativ begrenzten räumlichen Verhältnissen auf einem Schiff (Anforderungen an die Kompaktheit der Systeme und der Komponenten).

Entsprechende schiffsspezifische Auslegungskriterien werden insbesondere durch die Regeln und Standards nationaler Klassifikationsgesellschaften und durch international vereinbarte Sicherheitsvorschriften vorgegeben.

2.3.2. Kernenergie-schiffsspezifische Auslegungsgrundlagen

Der schiffstechnischen Auslegung des NS OTTO HAHN liegen eine Reihe von Vorschriften und Übereinkommen zugrunde. Die kernenergie-schiffsspezifischen

Anforderungen kommen für das NS OTTO HAHN insbesondere in der SOLAS-Konvention von 1960, in den Klassifikationsrichtlinien des Germanischen Lloyd und den Auslegungsbedingungen des Bureau Veritas zum Ausdruck.

Die wesentlichen Sicherheitseinrichtungen haben insbesondere zum Ziel, äußere Einwirkungen auf das Kernenergieschiff abzuwenden bzw. die Folgen solcher Ereignisse einzugrenzen und zu reduzieren.

2.3.2.1. Kollision

Im Falle einer Kollision muß die Reaktoranlage so geschützt werden, daß eine Beschädigung und die unkontrollierte Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in die Umgebung vermieden werden. Das Kollisionsschutzkonzept beruht auf aktiven und passiven Schutzmaßnahmen. Durch vorbeugende aktive Maßnahmen, wie die Verbesserung und Erhöhung des Stoppvermögens und der Manövrierfähigkeit, durch besonders qualifizierte Schiffsführung und durch dem Stand der Technik entsprechende nautisch-technische Hilfsmittel läßt sich die Eintrittswahrscheinlichkeit einer Kollision wesentlich herabsetzen.

Als besondere Maßnahmen für das NS OTTO HAHN sind zu erwähnen:

- Vergrößerte Ruderfläche;
- kleiner Drehkreisdurchmesser;
- Ruderverstellung von Hartlage zu Hartlage in 30 s;
- verstärkter Ruderschaft;
- Notantrieb durch Hilfskessel;
- dem neuesten Stand entsprechende nautische Ausrüstung.

Die Maßnahmen des aktiven Kollisionsschutzes tragen zwar dazu bei, das Kollisionsrisiko zu verringern, der Kollisionsfall liefert jedoch einen relevanten Anteil zum Gesamtrisiko der Anlage. Daher wurde der Reaktorbereich des NS OTTO HAHN mit einer besonderen Kollisionsschutzstruktur ausgestattet: Über die gesamte Länge des Reaktorbereichs ist der Raum zwischen Außenhaut und Seitenlängsschott in seiner vollen Tiefe als Kollisionsschutz ausgebildet. Der Abstand zwischen Außenhaut und Seitenlängsschott beträgt 0,244 B bzw. 0,218 B und ist damit größer als der nach den SOLAS-Bestimmungen geforderte Wert von 0,2 B.

Die Kollisionsschutzstruktur besteht neben verstärktem Hauptdeck und Tankdeck aus zwei breiten 20 mm starken Kollisionsschutzdecks und drei schmalen 15-mm-Schutzdecks.

Die Schutzstruktur basiert wie bei den NS SAVANNAH und MUTSU auf dem Energieabsorptionsprinzip und läßt sich mit guter Näherung mit dem theoretischen Modell von Minorsky beschreiben. Großmodellversuche haben die Anwendbarkeit des Modells und die Schutzwirkung der gewählten Struktur bestätigt. Eine zusätzliche Reserve stellen das Seitenlängsschott und die 600 mm starke Betonsekundärabschirmung dar.

2.3.2.2. Grundberührung/Strandung

Zunächst ist im Falle des NS OTTO HAHN durch die achterliche Anordnung der Reaktoranlage eine geschützte Aufstellung gegenüber Grundberührungen gewährleistet.

Als besondere konstruktive Maßnahme für den Fall der Grundberührung/Strandung ist der Doppelboden des Schiffes im Bereich des Reaktors als sogenannter Dreifachboden ausgebildet worden. Über dem eigentlichen Schiffsdoppelboden befindet sich ein zusätzlicher starker Tragboden. Bei einer Grundberührung würde der vergleichsweise weiche Doppelboden verformt werden, der dann als Feder wirkt, ohne den darüber liegenden steifen Tragboden zu deformieren.

Eine rein anlagenspezifische Auslegungsanforderung resultiert aus dem Fall Strandung mit hoch- und trockenliegendem Schiff, bei dem gegebenenfalls kein Kühlwasser für das Seewasser-Rückkühlsystem zum Zwecke der Wärmeabfuhr aus der Reaktoranlage zur Verfügung steht. Unter diesen Bedingungen erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor zunächst unter Zuhilfenahme der Speisewasserreserven des Sekundärsystems und schließlich über die Reaktornebenanlagen, wobei auf die ständig im Schiff mitgeführten Ballastwasservorräte als Wärmesenke zurückgegriffen wird. Der infolge Nachwärmeaufnahme aufgeheizte Anteil des Ballastwassers wird nicht von Bord gegeben, sondern fließt nach Rückkühlung in offenen Räumen des Reaktorbereiches erneut den Kühlsystemen der Nebenanlagen zu.

Neben den passiven Schutzmaßnahmen sind auch hier die im letzten Abschnitt angeführten aktiven Maßnahmen wirksam, die erheblich zu einer Reduzierung der Wahrscheinlichkeit für eine Grundberührung beitragen.

2.3.2.3. Kentern

Die Kentersicherheit des NS OTTO HAHN ist im Rahmen der Intakt- und Leckstabilitätsrechnungen nachgewiesen. Insbesondere ist auf den hohen Freibord des Schiffes hinzuweisen.

Der Stabilitätsumfang beträgt für alle Ladefälle mindestens 80° , was ein Wiederaufrichten des Schiffes selbst bei einer theoretischen Neigung von 80° bedeutet. Damit ist das Kentern des Schiffes als äußerst unwahrscheinliches Ereignis anzusehen.

2.3.2.4. Sinken

Das NS OTTO HAHN erfüllt nicht nur den durch die SOLAS-Konvention geforderten 2-Abteilungsstatus, demzufolge das Schiff bei Flutung zweier beliebig benachbarter Abteilungen schwimmfähig bleiben muß. Infolge der engen Unterteilung in Quer- und Längsrichtung erfüllt das Schiff praktisch den 3-Abteilungsstatus. Diese Eigenschaft wird unterstützt durch den großen Freibord und den übernormal großen Sprung, die einen entsprechend großen Reserveauftrieb sicherstellen. Bei diesem Sicherheitsstandard ist der Sinkfall als ein unwahrscheinliches Ereignis anzusehen.

Unabhängig davon wird aber der Sinkfall als Auslegungsfall unterstellt. Für ihn sind ausreichende Maßnahmen vorgesehen, die eine Zerstörung des Sicherheitsbehälters infolge erhöhten äußeren Wasserdrucks ausschließen und genügend Seewasser zur Nachwärmeabfuhr an den Reaktordruckbehälter heranzuführen. Vier Flutklappen im Sicherheitsbehälter gewährleisten die ausreichend schnelle Flutung des Sicherheitsbehälters und schließen nach Druckausgleich automatisch, so daß die Sicherheitseinschlußfunktion auch im Sinkfall gewährleistet ist. Im Falle des Sinkens im flachen Wasser, d.h. unter Randbedingungen, die nicht zu einer selbsttätigen Flutung des Sicherheitsbehälters

führen, kann zur Bereitstellung von Seewasser für die Nachwärmeabfuhr eine zusätzliche Notfluteinrichtung manuell ausgelöst werden.

2.3.2.5. Bergung

Wie jedes andere Schiff kann ein Kernenergieschiff nach dem Sinken eine Wasserstraße verkehrstechnisch gefährden. Aus diesem Grunde kann eine Beseitigung des Wracks dringend erforderlich werden. Infolge der Vielfalt der möglichen Randbedingungen im Bergungsfall sind spezifische Maßnahmen in Zusammenarbeit mit Bergungsspezialisten, Strahlenschutz- und Reaktorsachverständigen abzustimmen.

Eine Abschätzung für das NS OTTO HAHN zeigt, daß bei gesunkenem Schiff eine Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte infolge Korrosionseinwirkung erst nach Ablauf vieler Jahre eintreten kann. Eine zwischenzeitliche Bergung der Reaktoranlage kann je nach Lage des Schiffskörpers entweder durch Aufschwimmen des gesamten Schiffes oder durch Unterwasserabtrennung des Reaktorbereiches aus dem Schiffskörper und dessen separate Hebung oder durch Lösen des Sicherheitsbehälters aus dem Fundament und den Verankerungen und anschließendes Verbringen auf ein Bergungsschiff erfolgen.

2.3.2.6. Flugzeugabsturz

Allgemein ist bei Schiffsreaktoranlagen ein Vollschutz gegen die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes mit vertretbarem Aufwand nicht zu realisieren. Entsprechende bauliche Maßnahmen würden aus Festigkeits- und Stabilitätsgründen zu einer Reduzierung der Schiffssicherheit führen.

Untersuchungen zur Häufigkeit eines Flugzeugabsturzes auf das NS OTTO HAHN bei Aufenthalt in einem Hafen haben gezeigt, daß insbesondere aufgrund der vergleichsweise kleinen Zielfläche und der zeitlich begrenzten Aufenthaltsdauer am Hafenstandort entsprechende Ereignisse nur mit sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit zu erwarten sind. Somit resultiert aus dem Flugzeugabsturz kein relevanter Anteil zum Gesamtrisiko der Anlage.

Unabhängig davon stellen jedoch die vorhandenen Kollisionsschutzstrukturen zusammen mit den Betonschilden der Abschirmung im Reaktorabteil einen Teilschutz gegen seitlichen Flugzeugaufprall dar. Die vorderen und hinteren Brückenaufbauten, der schwere Kran und die Betonkuppel der Sekundärabschirmung bieten außerdem einen Teilschutz gegen Schräganflug von oben.

2.3.2.7. Druckwellen infolge von Explosionen in der Umgebung des Schiffes

Die Reaktoranlage des NS OTTO HAHN ist durch die sie umgebenden Außenhaut- und Deckskonstruktionen, der Sicherheitsbehälter zusätzlich durch die 500 bis 600 mm starke Sekundärabschirmung aus Beton geschützt. Abschirmstrukturen, Stützkonstruktionen und Sicherheitsbehälter selbst sind gegen Zusatzbeschleunigungen von 1 g ausgelegt. Der Sicherheitsbehälter ist außen durch einen Druck von 3 bar belastbar, ohne zu versagen. Hinsichtlich dynamischer Reaktionen der Schiffskörperkonstruktion zeigt sich bei relevanten Lastannahmen, daß entsprechende Beanspruchungen im Rahmen der Auslegung gegen wesentlich höhere dynamische Seegangbelastungen (Seeschläge) abgedeckt sind.

2.3.2.8. Brandschutz

Als Kernenergieschiff und gleichzeitig auch als Passagierschiff erfüllt das NS OTTO HAHN die höchsten Feuerschutznormen entsprechend den SOLAS-Bestimmungen.

Die Auslegungsmaßnahmen erstrecken sich auf den baulichen Brandschutz, die Einrichtung der Brandmeldeanlagen und die Installation von diversen redundanten Systemen zur Brandbekämpfung.

2.3.2.9. Einwirkungen Dritter

Durch bauliche, administrative und anlagentechnische Maßnahmen sind Schiff und Reaktoranlage gegen unbefugten Zugriff gesichert.

2.3.3. Reaktorspezifische Auslegungsgrundlagen

Ein Kernenergieschiff ist den natur- und zivilisationsbedingten Einflüssen der marinen Umgebung ausgesetzt. In Übereinstimmung mit den Richtlinien des Germanischen Lloyd lagen der Auslegung von Regel- und Sicherheitssystemen sowie von Fundamenten und Halterungen der Reaktoranlage des NS OTTO HAHN folgende Sicherheitswerte zugrunde:

- Zusatzbeschleunigung	1,0 g in allen Richtungen
- periodische Rollbewegungen	45° nach jeder Seite
- periodische Stampfbewegungen	12°
- max. Krängung	45° nach jeder Seite
- max. Trimm	12° bug- oder hecklastig

In Ergänzung zu diesen Auslegungsanforderungen ist auf die Vorsorgemaßnahmen für den sehr unwahrscheinlichen Kenterfall hinzuweisen. So ist z.B. die Standfestigkeit maßgebender Komponenten, wie Reaktordruckbehälter mit Einbauten oder Sicherheitsbehälter, auch in Überkopflage des Schiffes gewährleistet. Durch besondere Sicherungen an den Steuerstabantrieben wird sichergestellt, daß die Steuerstäbe im Reaktorkern auch im Kenterzustand ihre Position behalten und somit der abgeschaltete Zustand beliebig lange aufrecht erhalten bleibt.

Die im Rahmen der Sicherheitskonzeption anzuführenden reaktorspezifischen Gesichtspunkte erstrecken sich insbesondere auch auf die integrierte Bauweise des FDR. Im Unterschied zu Druckwasserreaktoren in Loop-Bauweise sind beim integrierten Reaktortyp infolge Anordnung der Primärwälzpumpen und Dampferzeuger innerhalb des Reaktordruckbehälters nur vergleichsweise kleine Rohrquerschnitte zur Versorgung von Hilfssystemen erforderlich. Die größte an den Reaktordruckbehälter anschließende Primärkühlmittel führende Rohrleitung entspricht einer Nennweite von 65 mm.

Als Auslegungsfall für die Notkühleinrichtungen beim Kühlmittelverlust-Störfall wurde - wie beim Leichtwasserreaktor allgemein üblich - der vollständige Abriß der größten Rohrleitung am Reaktordruckbehälter unterstellt. Infolge des vergleichsweise kleinen Bruchquerschnitts war es ohne besonderen Auslegungsaufwand im Bereich der Notkühlsysteme möglich, ein Notkühlkonzept mit einem über den gesamten Störfallablauf gefluteten Reaktorkern zu reali-

sieren. Die ständige Flutung der Brennstäbe erweist sich hinsichtlich der Wärmeabfuhrverhältnisse als besonders vorteilhaft. Allerdings zeigte sich, daß bei der am FDR gegebenen Auslegung der Noteinspeisekapazität Leckquerschnitte am Druckbehälter selbst, zumal bei unterstellter Position unterhalb des Reaktorkerns, nur in begrenztem Umfang zu beherrschen sind.

Als Spaltproduktbarriere beim Kühlmittelverlust-Störfall wurde beim NS OTTO HAHN ein Volldruck-Sicherheitsbehälter vorgesehen. Zur Wärmeabfuhr und Druckabsenkung im Sicherheitsbehälter nach einem Kühlmittelverlust-Störfall dient ein externes Berieselungssystem. Als zusätzlicher Sicherheitseinschluß, der hinsichtlich seiner Funktion als Spaltproduktbarriere mit dem Reaktorgebäude stationärer Kernkraftwerke vergleichbar ist, werden die den Sicherheitsbehälter umgebenden, im Kontrollbereich gasdicht ausgeführten Schiffswände wirksam.

Bezüglich Störfalluntersuchungen für die Reaktoranlage wurde eine Sicherheitsanalyse durchgeführt. Hierbei wurden Ereignisse, wie Reaktivitätsstörungen, Störungen der Wärmeabfuhr, Störungen in der elektrischen Energieversorgung, Kühlmittelverlust-Störfälle und andere relevante Abläufe, analysiert. Dem Stand der Technik entsprechende Sicherheitseinrichtungen wurden installiert, um die Auswirkungen dieser Störfälle so gering wie möglich bzw. unterhalb zulässiger Grenzwerte zu halten. Grundsätzlich entspricht das Sicherheitskonzept für die Reaktoranlage des NS OTTO HAHN im wesentlichen dem Sicherheitskonzept zeitgleich errichteter stationärer Reaktoranlagen.

Das Konzept der Brennelement-Handhabung ist gekennzeichnet durch die Zwischenlagerung verbrauchter Brennelemente im Servicebecken, bevor der Abtransport von Bord in standardisierten Transportbehältern vorgenommen wird. In einer speziellen Sicherheitsanalyse wurden mögliche Störfälle beim Handhabungsablauf untersucht und bewertet.

Ein besonderes anlagenspezifisches Merkmal ist durch die ständige Begehbarkeit des Sicherheitsbehälters gegeben. Die Primärabschirmung der Reaktoranlage wurde so ausgelegt, daß die maximale Dosisbelastung innerhalb des Sicherheitsbehälters einen Wert von 50 mrem/h auch bei Vollastbetrieb der Anlage nicht überschreitet. Die hieraus resultierende Begehbarkeit ermöglicht Überwachungs- und gegebenenfalls Reparaturmaßnahmen bei fortlaufendem Reaktorbetrieb und trägt zu einer hohen Verfügbarkeit der Hauptantriebsanlage

bei. Diese Bedingungen erwiesen sich unter dem Aspekt der Verknüpfung von Reaktor- und Schiffssicherheit als bedeutsam, da ein Ausfall des Vortriebs zu einem Verlust der Manövrierfähigkeit und damit zu einer unzulässigen Einschränkung der Schiffssicherheit führen kann.

Hinsichtlich Abgabe radioaktiver Stoffe wurden maximal zulässige Grenzwerte festgelegt. Feste radioaktive Stoffe wurden an Bord gesammelt und in Transportfässern verpackt an landseitige Lagereinrichtungen überführt. Flüssige radioaktive Stoffe dürfen in Abhängigkeit von der Entfernung des Schiffes zur Küste und der erreichten Wassertiefe entsprechend den Vorgaben der Tabelle 4 abgegeben werden. Unabhängig von der Abgabekonzentration beträgt die höchstzulässige Abgabemenge 2 Ci im Monat.

Tabelle 4: Maximal zulässige Konzentration (MZK) des Abwassers an der Abgabestelle

Zone	Abgabegebiete	MZK in $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
1	Häfen, Flußmündungen, Küstengewässer bis 2 sm vor der Küste	10^{-7} 1) frei von ^{226}Ra und ^{228}Ra
2	Küstengewässer 2 bis 12 sm vor der Küste	10^{-4}
3	äußeres Festlandshelf ab 12 sm vor der Küste bis zur 365-m-Grenze	10^{-1}
4	offene See mit mehr als 12 sm Küstenabstand und 365 m Wassertiefe	begrenzt nur durch zulässige Abgabemenge

1) Über dem natürlichen Strahlenpegel

In entsprechender Weise wurden spezifische Grenzwerte für die Ableitung gasförmiger radioaktiver Stoffe festgelegt:

- Landnähe (Häfen, Flußmündungen) $3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
- offene See in mehr als 12 sm Abstand von der Küste $3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$.

Grundsätzlich wurde bei der Auslegung der Anlage davon ausgegangen, daß die verursachte Strahlendosis in der Umgebung des Schiffes so gering wie möglich zu halten ist.

2.3.4. Abschirmungsgrundlagen

Die Abschirmung des FDR entspricht in ihrem grundsätzlichen Aufbau der bei den meisten Landreaktoren üblichen Schildanordnung. Sie besteht aus der thermischen und der biologischen Abschirmung, die die Primärabschirmung bilden, sowie der Sekundärabschirmung.

Bei der Auslegung der Abschirmung für den FDR wurden folgende Kriterien zugrundegelegt:

- Die von der Reaktoranlage herrührende Dosisleistung im Maschinenraum bzw. in 1 m Abstand von den Primärwasser führenden Rohrleitungen darf 0,06 mrem/h nicht überschreiten. Unter Berücksichtigung der Besonderheiten des Schiffsbetriebes (56-h-Arbeitswoche, Liegezeiten, Urlaub) ergibt sich damit eine Jahresdosis von etwa 150 mrem¹⁾.
- Im Wohnbereich des Schiffes ist die Dosisleistung herrührend von der Reaktoranlage auf 0,02 mrem/h zu begrenzen. Diese Forderung führt ebenfalls zu einer Jahresdosis von etwa 150 mrem.
- Im Nebenanlagenraum ist die Dosisleistung herrührend vom Reaktorbetrieb auf 2 mrem/h zu begrenzen. Der Nebenanlagenraum muß nicht ständig begangen werden, es wird vielmehr im Durchschnitt mit einer Begehung von 5 bis 6 h pro Wochenschicht gerechnet. Sollte sich diese Stundenzahl als nicht ausreichend erweisen, wird die Dosisleistung durch zusätzliche Abschirmung gesenkt.

Personen, die sich nicht im Kontrollbereich, sondern nur im freien Bereich aufhalten (beruflich nicht strahlenexponierte Personen), erhalten im Höchstfall eine Dosis von 150 mrem pro Jahr.

¹⁾ Zum Vergleich: Die natürliche Strahlenbelastung beträgt in der Bundesrepublik Deutschland im Mittel 100 bis 150 mrem/a; die nach der Strahlenschutzverordnung zugelassene Dosis für strahlenexponiertes Personal beträgt 5000 mrem/a.

Beruflich strahlenexponierte Personen, die im Reaktorbereich arbeiten, akkumulieren im Jahr eine Dosis von maximal 250 mrem.

Beruflich strahlenexponierte Personen, die den Nebenanlagenraum betreten und sich während der Wachen hauptsächlich im Maschinenraum aufhalten, akkumulieren damit im Höchstfall während eines Jahres etwa 750 mrem, wenn ein 5- bis 6stündiger Aufenthalt im Nebenanlagenraum pro Woche angenommen wird.

3. Betriebserfahrungen

3.1. Inbetriebnahme

3.1.1. Anfahrprogramm

Vor dem ersten nuklearen Betrieb des Reaktors wurden alle Systeme einer 'kalten' Funktionsprüfung und einem 100-h-Lauf mit aufgeheizter Reaktoranlage unterworfen. Bei diesen Tests wurden die Fallzeiten der Steuerstäbe für den kalten und heißen Zustand ermittelt, die bei maximal 4,2 s liegen und somit die Bedingungen von weniger als 5 s Fallzeit erfüllen. Im Anschluß daran wurden alle beobachteten Mängel beseitigt. So wurden die Klappen an den Umwälzpumpen repariert, zusätzliche Halterungen für Rohrleitungen, bei denen Vibrationen auftraten, angebracht, die Umluftanlage im Sicherheitsbehälter verbessert u.a.

In der Zeit vom 5.7. bis zum 10.10.1968 wurde dann ein Testprogramm mit dem Reaktor durchgeführt, bei dem der Reaktor stufenweise bis zu einer Leistung von 25 MW hochgefahren wurde. Die wichtigsten Stufen des experimentellen Anfahrprogramms waren:

- 14.7.1968 Beladung des Kerns bei geflutetem Druckbehälter unter Messung der Zählraten;
- 28.7.1968 Messung der Steuerstab-Fallzeiten im kalten Reaktor;
- 9.8.1968 Messung der Steuerstab-Fallzeiten bei 235 °C Primärwassertemperatur;
- 26.8.1968 erstes Kritischfahren;
- 2.9.1968 Nulleistungsversuche und Anfahren bis 200 kW;
- 4.9.1968 Hochfahren auf 500 kW und daraufhin Genehmigung bis zu 7 MW Reaktorleistung (15%-Stufe);
- 5.9.1968 erste Dampfabgabe zum Hauptkondensator bei 1,5 MW;
- 9.9.1968 Hauptturbinenbetrieb aufgenommen bei Pfahlprobe;
- 10.9.1968 Genehmigung bis zu 15 MW Reaktorleistung (30%-Stufe) und Festlegung der weiteren Steigerungsstufen (60 %, 100 %), die in den folgenden Tagen jeweils nach erfolgreicher Erprobung genehmigt werden;
- 12.9.1968 15 MW Reaktorleistung erreicht;
- 18.9.1968 25 MW Reaktorleistung erreicht;

- 20. - 30.9.1968 Lastregelung von Hand, Schnellabschaltungen, Turbinenschnellschluß, Reaktivitätsmessungen, Speisewasserregelung;
- 11.10.1968 erste nukleare Probefahrt.

Das Anfahren des betriebsbereiten Reaktors mit kaltem Primärsystem geschah unter Beachtung der Ergebnisse des FDR-0-Experimentes (Steuerstabkalibrierung und Reaktivitätswerte) sowie der während der Beladung des Kerns von der Beladungsinstrumentierung übertragenen Leistungskalibrierung. Diese Kalibrierung umfaßt den Bereich bis 100 W, entsprechend einer Zählrate $7,7 \cdot 10^4$ imp/s.

Zunächst wurden die Steuerstäbe der Gruppe C stufenweise ausgefahren und nach jeder Unterbrechung die Zählraten der Anfahrkanäle gemessen, woraus sich der reziproke Multiplikationsfaktor errechnen läßt. Durch Extrapolation ließ sich für jede Stufe die noch bis zum Erreichen der Kritikalität zuzugebende Reaktivität mit zunehmender Genauigkeit ermitteln. Nachdem die Steuerstäbe C voll ausgefahren waren und die gleiche Methode für die Gruppe B angewandt wurde, wurde der Reaktor bei einer Steuerstabstellung der Gruppe B von 130 mm aus ihrer unteren Endstellung am 26.8.1968 erstmals kritisch. Im Laufe des gleichen Tages wurde die Leistung des Reaktors bis auf 1 kW gesteigert, wobei die Nuklearinstrumentierung überprüft und eine Reaktivitätskalibrierung der Gruppen B und C begonnen wurde. Am folgenden Tag wurde der Reaktor mit dem Sekundärsystem langsam aufgeheizt, und Messungen des Temperaturkoeffizienten der Reaktivität wurden vorgenommen, indem der Reaktor bei den verschiedenen Temperaturstufen jeweils kritischgefahren wurde.

Mit dem nuklear abgeschalteten Reaktor wurde ein Aufheizversuch bis auf etwa 200 °C durchgeführt, der zur generellen Festlegung desjenigen Aufwärmprogramms diente, bei dem der Verlauf der Zugbeanspruchung in den Flanschbolzen des Druckbehälters am günstigsten war. Mit dem so festgelegten Aufwärmprogramm konnte der Reaktor jederzeit aus dem kalten Zustand angefahren werden.

Am 2.9.1968 erreichte der Reaktor 200 kW und wurde bis zum 4.9. auf 500 kW hochgefahren. Während dieses Schwachlastbetriebes ohne Dampferzeuger wurde in größerem Umfang die Abhängigkeit der Neutronenflußanzeige von der Temperatur des Primärwassers bestimmt, wobei dessen Aufheizung stufenweise erfolgte.

Mit dem Erreichen einer Reaktorleistung von 1,5 MW wurde am 5.9. erstmalig Dampf aus dem Wärmetauscher entnommen und zunächst direkt im Hauptkondensator niedergeschlagen. Die Schwachlastregelung wurde unter weiterer Steigerung der Reaktorleistung optimiert. Am 8.9. wurde die von der Aufsichtsbehörde zugelassene Leistungsstufe von 15 % der Reaktorleistung mit 5,8 t Dampf pro Stunde erreicht, wobei neben einer Eichung der Leistung mittels Gesamtwärmebilanz auch Dosisleistungs- und Aktivierungsmessungen an der Anlage durchgeführt wurden. Leistungsregelung und Lastregelung des Dampferzeugers wurden für diese Stufe optimiert.

Am 9.9.1968 wurde das Schiff für die Pfahlproben vertäut und der Dampf in die Hauptturbine geleitet. Unter langsamer, stufenweiser Steigerung der Reaktorleistung konnte am 10.9. bereits die nächste an diesem Tage noch genehmigte Leistungsstufe von 30 % Vollast mit 9 MW erreicht werden. Bei weiter gesteigertem Betrieb, bei dem bis zu einer Drehzahl von kurzzeitig 76 min^{-1} gefahren wurde, traten erstmals Schwingungen in der Speisewasserleitung auf, die durch Änderung der Leitungsführung behoben wurden. Am 18.9. wurde die Reaktorleistung bereits auf 25 MW, entsprechend der inzwischen genehmigten Rate von 60 % der Reaktorvollast, gesteigert.

Zur Prüfung des dynamischen Verhaltens der Anlage wurden am 20.9. Lastregelversuche von Hand durchgeführt. Am 21.9. wurde eine Reaktorschnellabschaltung (Scram) von Hand ausgelöst, um das Verhalten der Anlage hierbei und die Wiederanfahrzeit zu bestimmen. Es dauerte 2 h 10 min von der Auslösung der Reaktorschnellabschaltung bis zum Wiedererreichen der vorher gefahrenen Propellerdrehzahl von 43 min^{-1} . Die Optimierungsversuche wurden fortgesetzt, und das Betriebsverhalten der Anlage wurde genau in allen Details beobachtet. Aus anderen Manöverprogrammen ergab sich ein überraschend gutes und stabiles Regelverhalten des Reaktors, so daß der Termin für die 1. nukleare Probefahrt am 11.10.1968 eingehalten werden konnte.

3.1.2. Probefahrten

Die Probefahrten dienten dem Zweck, das Zusammenspiel zwischen Schiff, Maschine und Reaktoranlage unter den verschiedensten Bedingungen zu erforschen und die Anlage zu optimieren. Zusätzlich wurden bei allen Fahrten schiffs- und/oder reaktorspezifische Messungen gemacht.

Wegen der gegenüber konventionellen Schiffen längeren Bauzeit infolge des Einbaus eines Kernreaktors wurde die konventionelle Maschinenanlage schon vor Fertigstellung der Reaktoranlage von der Bauwerft an die GKSS übergeben. Dazu fand am 14.12.1967 die Werftprobefahrt mit Hilfskesselbetrieb statt. Nach Behebung der bei dieser Probefahrt festgestellten Mängel an der Maschinenanlage fand am 1.2.1968 die offizielle Übergabefahrt für den konventionellen Teil des Schiffes statt.

Am 24.4.1968 wurde erstmals eine Fahrt mit eigener Besatzung durchgeführt. Ihr Hauptzweck war, die Besatzung mit dem Betrieb vertraut zu machen, die Eignung der Meßanlagen im unteren Leistungsbereich zu erproben und die Ergebnisse der Werftprobefahrt zu überprüfen.

Nach Fertigstellung des Reaktors, der Beladung des Kerns sowie den kalten und warmen Probeläufen wurde das NS OTTO HAHN am 11.10.1968 anlässlich seiner nuklearen Jungferntour von Kiel aus in die Ostsee in Dienst gestellt. Einen Tag später wurde die Leistung des Reaktors während der zweiten nuklearen Reise erstmals auf den vollen Auslegungswert von 38 MW gebracht. Damit ging die Inbetriebnahmephase zu Ende.

Die vergleichsweise kurze Inbetriebnahmezeit ist zum großen Teil auf die besonders sorgfältige Bauüberwachung zurückzuführen, die alle Bereiche des Schiffes und der Reaktoranlage umfaßte einschließlich Nulleistungsversuche mit dem Originalreaktorkern bei der GKSS.

Nach der nuklearen Inbetriebnahme folgten bis zum Jahresende 1968 noch mehrere Probe- und Meßfahrten in die Ostsee zur Durchführung eines umfangreichen Meß- und Erprobungsprogrammes. Vom 9. bis 14.12.1968 fand mit der Bauwerft die vertragliche Abnahmefahrt des gesamten Schiffes statt. Hierbei konnte ein im wesentlichen störungsfreier Reaktor- und Maschinenbetrieb erreicht werden, der eine 48stündige Vollasterprobung einschloß. Am 17.12.1968 wurde das NS OTTO HAHN endgültig von der GKSS übernommen.

Nachdem am 6.2.1969 die Genehmigung für Fahrten auf allen Meeren erteilt wurde, verließ das Schiff Kiel durch den Nord-Ostsee-Kanal zu Gästefahrten, um es in den Haupthäfen der vier norddeutschen Küstenländer vorzustellen.

Während dieser Vorstellungsphase wurde es an insgesamt 18 Tagen von über 25 000 Besuchern besichtigt.

Die anschließenden Forschungs- und Erprobungsreisen führten in die kalten Zonen des Nordatlantiks und in das tropische Klima des Golfs von Guinea. Schiff und Antriebsanlage wurden dabei unter extremen Klima- und Witterungsbedingungen sowie härtesten Seeverhältnissen erprobt. Auf diesen Reisen war das Schiff mit bis zu 30 Wissenschaftlern besetzt, die das Verhalten der Reaktor- und Maschinenanlage unter diesen Bedingungen untersuchten.

Während einer der Erprobungsfahrten traf das NS OTTO HAHN im Gebiet südlich von Island Windstärken zwischen 9 und 10 an. Dabei konnten das Seeverhalten des Schiffes und das Verhalten der Reaktoranlage bei schwerer See studiert werden. Beim Kurs gegen den Wind und gegen die See wurden bei Windstärke 9 auf dem Schiff im Reaktorbereich Beschleunigungswerte von nur 0,2 g gemessen. Am Bug bzw. am Heck ergaben sich Werte von 0,6 g bzw. 0,4 g. Bei gleichem Wetter wurde versucht, das Schiff durch Querlegen zur See zu starkem Schlingern zu veranlassen. Der maximale Schlingerwinkel betrug dabei $\pm 18^\circ$. Hierbei lagen die mit Hilfe der im Kern installierten Neutronenmeßkammern ermittelten Neutronenflußänderungen bei 2 - 3 % und damit etwas unter den erwarteten Abweichungen. Die Rollperiode lag bei Konstruktionstiefgang zwischen 15 und 20 s. Das Schiff zeigt sowohl bei schlechtem als auch bei ruhigem Wetter auf allen Kursen ein sehr gutes Seeverhalten. Wegen seines hohen Freibords wird auch bei schwerer See kaum Wasser übernommen.

Während der zweiten Atlantikreise in die Tropen wurden erstmals extreme Klimabedingungen angetroffen. Die Seewassertemperatur und die Temperatur der Außenluft stiegen für einige Tage bis auf 31 °C. Die Luftfeuchtigkeit nahm zeitweise Werte von bis zu 90 % bei 29 °C an. Dabei herrschten in der Maschinenanlage Temperaturen von 46 °C, im Sicherheitsbehälter von 44 °C und im Nebenanlagenraum (Rohrtunnel) von 55 °C. Auch bei diesen Bedingungen, die etwa den üblichen maximalen Auslegungsbedingungen für Schiffsanlagen entsprechen, arbeiteten alle Anlagen des NS OTTO HAHN einwandfrei.

Nachfolgende Reisen führten in den Nordatlantik bis nach Spitzbergen, in die Nähe der Azoren und in das Gebiet der Antillen und dienten dazu, Erfahrungen und Erkenntnisse der ersten Reisen zu vertiefen.

Auf allen Fahrten zeigte sich, daß der FDR hervorragend als Antriebsanlage für Handelsschiffe geeignet ist. Das Verhalten der Anlage bei schwerem See- gang und unter extremen Klimaverhältnissen übertraf die Erwartungen von Her- steller und Betreiber.

Zum Abschluß der Erprobungsphase wurde am 23.2.1970 als erster ausländischer Hafen Casablanca angelaufen, um das Schiff dort vorzustellen. Am 26.2.1970 ging es dann weiter nach Safi, wo als erste Ladung 8500 t Rohphosphat für Hamburg übernommen wurden.

3.2. Schiffsbetrieb

3.2.1. Forschungsreisen

Nach Abschluß der Erprobungsphase, bei der neben Forschungsvorhaben betrieb- liche Untersuchungen im Vordergrund standen, wurde das Schiff ab Frühjahr 1970 in der Frachtfahrt eingesetzt. Auf den meisten dieser Reisen wurden an Bord Forschungsvorhaben durchgeführt. Aus besonderen Anlässen fanden auch reine Forschungsreisen statt. Hierzu zählen in erster Linie die Forschungs- reisen

- nach dem Einsetzen eines neuen Kernes;
- nach dem Umsetzen des Kernes;
- nach dem Abbrand des Kernes;
- für Naturumlaufversuche;
- für Versuche zur Reaktordynamik.

In den letzten Jahren wurden in zunehmendem Maße Vorhaben aus den neuen Auf- gabengebieten der Gesellschaft, dem Bereich Nutzung des Meeres und der Kü- sten, mit Hilfe des NS OTTO HAHN durchgeführt, z.B. die Vorhaben

- Meerwasserentsalzung durch Umgekehrte Osmose;
- Meerwasserchemie.

Darüber hinaus konnten mehrere Vorhaben mit schiffsmaschinentechnischer und schiffbautechnischer Thematik im Rahmen der Hochschulzusammenarbeit auf dem NS OTTO HAHN realisiert werden.

In einem Fall war das Schiff im Rahmen eines internationalen Satellitenmeßprogramms als Geräteträger verchartert.

Insgesamt wurden 58 Forschungsreisen durchgeführt und in 315 Seetagen 82 513 sm zu Forschungszwecken zurückgelegt. Über die einzelnen Forschungsprojekte und ihre Ergebnisse wird in späteren Abschnitten berichtet.

3.2.2. Ladungsreisen

Das NS OTTO HAHN ist als Erzfrachter und Massengutschiff konzipiert. Eine seiner Aufgaben war es, möglichst viele Häfen zu öffnen, um zu demonstrieren, daß ein Schiff mit Kernenergieantrieb ohne Schwierigkeiten in der Frachtfahrt eingesetzt werden kann. Der Erlös der Ladungsreisen diente der Senkung der Betriebskosten.

Die Befrachtung des Schiffes wurde in Zusammenarbeit mit einer Hamburger Reederei durchgeführt. Es wurden Erz, Phosphat, Getreide und Kohle transportiert. Die am häufigsten befahrenen Frachtrouten waren die Routen nach Nordafrika, Südafrika und Südamerika. Löschhäfen waren Rotterdam und deutsche Häfen. Die Ladungsreisen wurden auf der Basis von Charterverträgen abgewickelt, in denen feste Termine für das Be- und Entladen festgelegt sind. Diese Termine konnten ausnahmslos eingehalten werden.

Insgesamt wurden 73 Ladungsreisen durchgeführt und dabei 776 037 t Ladung transportiert. Während seiner Ladereisen hat das Schiff 564 150 sm zurückgelegt.

3.2.3. Hafenanläufe

Während der Betriebszeit des NS OTTO HAHN zeigte sich, daß technische Fragen des Kernenergieschiffsantriebes leichter zu lösen sind als rechtliche. Infolge des Fehlens eines ratifizierten internationalen Abkommens über den Verkehr mit Kernenergieschiffen mußten, abgesehen von einigen Ausnahmen, mit allen Staaten, deren Häfen angelaufen werden sollten, bilaterale Übereinkommen getroffen werden.

Die für das NS OTTO HAHN vereinbarten Besuchsabkommen basieren weitgehend auf Regelungen, wie sie in den Brüsseler Abkommen von 1962 und im Schiffssicherheitsvertrag von 1960 genannt sind. Danach kann das Besuchsland die Durchfahrt durch seine Küstengewässer und das Anlaufen seiner Häfen durch Schiffe mit Kernenergieantrieb unter bestimmten Bedingungen oder Auflagen genehmigen. Voraussetzung für die Genehmigung ist die Vorlage des Sicherheitsberichtes und eines Hafenanlaufplanes. Darüber hinaus müssen die Haftungsfragen geklärt sein.

Der Hafenanlaufplan ist im wesentlichen eine Unterlage für die Schiffsleitung und enthält Anweisungen, wie das Schiff im Hafen und in Küstengewässern zu betreiben ist. Im allgemeinen Teil des Hafenanlaufplanes werden die Betriebsweise der Antriebsanlage bei Normalbetrieb und beim Störfall in Form einer Betriebsordnung festgelegt. Im Anhang A werden die Verhältnisse des anzulaufenden Hafens dargestellt und die Vorschriften der Hafenbehörden aufgeführt. Dieser Teil wurde jeweils in Zusammenarbeit mit den Hafenbehörden zusammengestellt. Im einzelnen werden beispielsweise die Einlaufroute und der Einlauftermin, der Liegeplatz des Schiffes, Kontrolle und Überwachung sowie die Festlegung eines Ausweichankerplatzes bei Eintreten eines Störfalles geregelt.

Im Anhang B des Hafenanlaufplanes werden die wesentlichen radiologischen Daten aus dem Betrieb der Antriebsanlage während der letzten 7 Tage zusammengestellt.

Tabelle 5: Vom NS OTTO HAHN angelaufene deutsche Häfen

lfd. Nr.	Hafen	Erst-Anlaufdatum
1	Kiel	11.10.1968
2	Hamburg	7. 2.1969
3	Bremerhaven	21. 2.1969
4	Bremen	26. 2.1969
5	Wilhelmshaven	3. 3.1969
6	Cuxhaven	11. 5.1969
7	Emden	19. 9.1970
8	Nordenham	4.10.1973
9	Lübeck	30. 6.1974

Tabelle 6: Vom NS OTTO HAHN angelaufene ausländische Häfen

lfd. Nr.	Hafen - Länder	Erst-Anlaufdatum
1	Casablanca - Marokko	23. 2.1970
2	Safi - Marokko	26. 2.1970
3	Bandar Abbas - Persien	30. 4.1970
4	Dakar - Senegal	9. 9.1970
5	Lome - Togo	7.10.1970
6	Kpeme - Togo	9.10.1970
7	Tunis - Tunesien	17. 2.1971
8	Sfax - Tunesien	20. 2.1971
9	Buenos Aires - Argentinien	23. 6.1971
10	Bahia Blanca - Argentinien	1. 7.1971
11	Rotterdam - Niederlande	21. 7.1971
12	Nouadhibou - Mauretanien	4. 8.1971
13	Rio de Janeiro - Brasilien	1. 6.1972
14	Monrovia - Liberia	17. 7.1972
15	La Guaira - Venezuela	23. 5.1973
16	Cartagena - Columbien	28. 5.1973
17	Kingston - Jamaika	1. 6.1973
18	Port of Spain - Trinidad	8. 6.1973
19	Puerto Ordaz - Venezuela	12. 6.1973
20	Lissabon - Portugal	2. 9.1973
21	Mocamedes - Angola	16. 9.1973
22	Lobito - Angola	20.10.1973
23	Luanda - Angola	22.12.1973
24	Capetown - Südafrikanische Union	5. 9.1974
25	Durban - Südafrikanische Union	11. 9.1974
26	Lower - Buchanan - Liberia	18.10.1974
27	Santos - Brasilien	21.11.1974
28	Freetown - Sierra Leone	7. 2.1975
29	Tema - Ghana	31.10.1975
30	Southampton - England	20.10.1976
31	Montevideo - Uruguay	15. 2.1977
32	Halifax - Canada	20.12.1977
33	Port Elizabeth - Südafrikanische Union	25. 2.1978

Die Vorschriften für die verschiedenen Häfen weichen wenig voneinander ab. Zunächst muß sich das Schiff 24 h vor Ankunft anmelden. Bei Eintreffen vor dem Hafen kommt ein Besichtiger an Bord, der die Übereinstimmung der Antriebsanlage und deren Betriebsweise mit dem Sicherheitsbericht und dem Hafenanlaufplan prüft. Werden keine Beanstandungen gemacht, kann das Schiff einlaufen. Die Überwachung am Liegeplatz erstreckt sich im wesentlichen auf Dosisleistungsmessungen an der Pier und auf stichprobenartige Kontrollen der Luft- und Wasseraktivität in der Umgebung des Schiffes. Für den Fall, daß der Ausweichankerplatz aufgesucht werden muß, wird in einigen Häfen Schlepverbereitschaft gefordert.

Nach der Abfertigung verlaufen der weitere Aufenthalt des Schiffes im Hafen, das Be- oder Entladen, der Landgang für die Besatzung usw. nicht anders als bei jedem anderen Schiff.

Bei erstmaligen Besuchen eines Hafens wurden in der Regel Pressekonferenzen, Empfänge sowie umfangreiche Informationsveranstaltungen und Besichtigungen durchgeführt. In allen Häfen wurde das NS OTTO HAHN freundlich empfangen. Insgesamt wurden 9 deutsche und 33 ausländische Häfen angelaufen. In den Tabellen 5 und 6 sind die Erst-Anlaufdaten aufgeführt.

3.3. Nautische und schiffstechnische Erfahrungen

3.3.1. Steuerfähigkeit und Seeverhalten

Die Steuerfähigkeit des NS OTTO HAHN war bei allen Fahrstufen gut. Bei einer Propellerdrehzahl von nur 25 min^{-1} konnte das Schiff bis Windstärke 7 noch gegen die See gehalten werden, bei Windstärke 8 fiel es allerdings bei dieser Drehzahl ab. Bei Windstärke 7 und 60 min^{-1} war das Schiff auf allen Kursen steuerfähig. Ab 4 Strich bis quer zur See und bei achterlichen Winden zeigte es sich bei Windstärke 7 luvgierig und benötigte eine Gegenruderlage von 5 bis 10° , um auf Kurs zu bleiben.

Der mittlere Drehkreisdurchmesser lag für beide extremen Ruderlagen bei 95 min^{-1} mit $555 \text{ m} \approx 3,5 \text{ L}$ wegen der großen Ruderfläche des Halbschweberuders sehr günstig zu vergleichbaren Schiffen.

Der Stoppweg ergab mit dem 4flügeligen Propeller (bis 1971) bei mittschiffs liegendem Ruder 2410 m bei einer Stoppzeit von 600 s. Mit dem 6flügeligen Propeller (ab 1971) lagen diese Werte bei 1860 m bzw. 400 s.

Die Rollbewegungen bei Quersee waren weich. Die Rollperioden bei Fahrten in Ballast und Erzladung lagen zwischen 8 und 10 s, bei Phosphat- und Getreideladung zwischen 13 und 18 s. Auch bei Windstärke 7 bis 8 war der maximale Rollwinkel nicht größer als $\pm 15^\circ$. Wenn die Dünung aus einer Richtung von ca. 4 Strich Backbord/Steuerbord kam, wurden Krängungen bis zu 30° beobachtet.

Im folgenden werden einige Anregungen für zukünftige Kernenergieschiffe gegeben, die aus den Erfahrungen mit dem NS OTTO HAHN resultieren:

Die positiven Erfahrungen mit sogenannten Einmannbrücken, bei denen die wichtigsten Instrumente und Kommandoelemente um den verantwortlichen Wachhabenden herum angeordnet sind, sollten auf zukünftige Schiffe übertragen werden. Es versteht sich von selbst, daß die nautisch-technischen Geräte dem neuesten Stand der Technik entsprechen. Die Ausrüstung sollte ebenfalls eine Fernsehüberwachungsanlage einschließen. Im Hinblick auf die Reduzierung der Besatzungsstärke ist ein hoher Automatisierungsgrad bei moderner Brückenkonzeption erforderlich. Dies schließt u.a. ein, daß z.B. die Hauptantriebsanlage weitgehend von der Brücke aus gefahren werden kann, Bedienungsmöglichkeiten für das Ballastwassersystem, für Ankerspille und Mooringwinden gegeben sind, Slipeinrichtungen für den Schleppfall vorgesehen werden und schließlich die Lukenabdeckungen von der Brücke aus bedienbar sind. Als Ergebnis der Betriebserfahrungen mit dem NS OTTO HAHN hat sich auf dem schiffstechnischen Sektor herausgeschält, daß zumindest ein Bugstrahlruder einen wesentlichen Beitrag zur Erhöhung der Manövrierfähigkeit bei niedrigen Fahrtstufen geleistet hätte.

3.3.2. Schiffssicherheit

Die konstruktiven Sicherheitsmaßnahmen haben sich nach 10 1/2jährigem Schiffsbetrieb voll bewährt. Stabilitätsprobleme waren wegen der relativ

großen Schiffsbreite, des hohen Freibords einschließlich des übergroßen Sprungs und der Unterteilung des Schiffes von vornherein nicht zu erwarten. Dies hat sich unter den verschiedensten Ladungs- und Ballastbedingungen bestätigt.

Ein besonderes Problem kann bei allen Erztransportern eine Ladung mit zu hoher Feuchtigkeit werden, nämlich dann, wenn die Ladung beginnt, breiig zu werden. Da beim NS OTTO HAHN die Länge aller Laderäume nur die Hälfte der Gesamtschiffslänge beträgt und die Laderaumbreite maximal nur 56 % der Gesamtschiffsbreite ausmacht, bleibt selbst bei Annahme einer breiig gewordenen Erzladung in allen Laderäumen die Intaktstabilität positiv. Während der gesamten Betriebszeit des Schiffes kam bei seinem Einsatz in der Erzfracht ein Breiigwerden der Ladung nicht vor.

Hinsichtlich des Grundberührungsschutzes im Reaktorbereich (Dreifachboden), dessen oberer Teil so steif ausgeführt ist, daß er alleine die Lasten des Sicherheitsbehälters mit Einbauten tragen kann, und dessen unterer Teil beulweich ausgebildet ist, wurden folgende Erfahrungen gemacht: Beim Eindocken des Schiffes im Jahre 1969 in ein Trockendock entstanden Beulen im Mittellängsträger und in den Bodenwrangen des unteren Teils des Dreifachbodens. Daraufhin wurden bei einer weiteren Eindockung die elastischen Verbiegungen des Schiffsrumpfes auf Deck und die Abweichungen des Schiffsbodens mittels Theodolit festgestellt.

Ursachen für die Beschädigung des Schiffsbodens waren

- die zwecks Grundberührungsschutz beulweiche Konstruktion des Doppelbodens im Reaktorbereich;
- die übliche Abstützung des Schiffes nur durch Mittelkielpallen, die in diesem Fall unzweckmäßig war;
- eine ungünstige Unebenheit des Flachkiels.

Hieraus resultierend wurde vorgeschlagen, den Außenboden und den Tragboden des Reaktorraumes unabhängig voneinander abzustützen, was dann in modifizierter Weise auch realisiert wurde.

Abschließend ist festzustellen, daß während der Betriebszeit des Schiffes keine sicherheitsrelevanten Ereignisse aufgetreten sind. Zu diesem positiven

Ergebnis haben zum überwiegenden Teil die qualifizierte Schiffsführung und der hohe Ausbildungsstand der Besatzung beigetragen.

3.3.3. Personal und Ausbildung

Nach dem Ende der Betriebszeit des NS OTTO HAHN läßt sich feststellen, daß die Besetzung aller Funktionen mit dem entsprechend qualifizierten Personal den Anforderungen voll genügte, die sich aus dem Betrieb dieses Kernenergieschiffes ergaben.

Die Fluktuation des Personals wich nicht wesentlich von der bei konventionellen Schiffen ab.

Bereits im Frühjahr 1965 wurde bei der GKSS damit begonnen, Schiffssingenieure für den späteren Dienst auf dem NS OTTO HAHN als Reaktoroperateure auszubilden. Die Ausbildung geschah an den Forschungsreaktoren FRG-1 und -2, entsprach im theoretischen und praktischen Teil etwa der für das Bedienungspersonal dieser Reaktoren, dauerte fünf Monate und schloß mit einer Prüfung ab.

In weiteren vier- bis sechsmonatigen Lehrgängen wurden neben Schiffssingenieuren auch Elektroingenieure sowie nautische Offiziere zu Reaktoroperateuren ausgebildet, so daß zur Inbetriebnahme des Schiffes mit seiner Reaktoranlage eine entsprechend qualifizierte Mannschaft zur Verfügung stand.

Auch während der Betriebszeit des Schiffes wurden Ingenieure und Nautiker zu Reaktoroperateuren ausgebildet, einmal um Abgänge zu kompensieren, zum anderen, um Dritte mit dem Kernenergie-Schiffsantrieb bekannt und vertraut zu machen. Hierfür stand außerhalb der Stammbesatzung ein Ausbildungsingenieur zur Verfügung. Der theoretische Teil der Ausbildung fand in Geesthacht, der praktische an Bord des Schiffes statt. Die Ausbildung entsprach den jeweils gültigen Richtlinien, zuletzt den Richtlinien 'Fachkundenachweis von Kernkraftwerkpersonal', verabschiedet im Länderausschuß für Atomenergie am 8.10.1974.

Die Erfahrungen haben gezeigt, daß die von der GKSS durchgeführte Ausbildung zum Reaktoroperateur qualifiziert war: Während der gesamten Betriebszeit

konnte die Reaktoranlage zuverlässig und sicher betrieben werden, ernsthafte Betriebsstörungen sind nicht aufgetreten. Dieses ist sicherlich auch auf den hohen Ausbildungsstand des Betriebspersonals zurückzuführen, das unter allen Randbedingungen die auftretenden Betriebsabläufe sicher beherrschte und den zusätzlichen Anforderungen durch Forschungsaufgaben jederzeit gerecht wurde.

3.4. Anlagenerfahrungen

3.4.1. Nukleares Dampferzeugersystem

3.4.1.1. Anlage

Von der ersten nuklearen Probefahrt am 11.10.1968 bis zur Außerbetriebnahme der Reaktoranlage am 22.2.1979 hat das Schiff zwischen Spitzbergen und Kapstadt sowie dem Karibischen Meer und dem Persischen Golf ca. 650 000 sm zurückgelegt. Die Reaktoranlage war ca. 65 000 h in Betrieb.

Als erster Kern war ein konventionell ausgelegter Reaktorkern mit T-förmigen Absorberblättern eingesetzt. Dieser Kern erreichte in vierjähriger Betriebszeit einen mittleren Abbrand von ca. 8200 MWd/t_U - entsprechend 560 Volllasttagen, was einen um 14 % höheren Abbrand gegenüber dem garantierten bedeutet. In dieser Zeit waren der Reaktor insgesamt 25 300 h und die Antriebsturbinen 17 800 h in Betrieb. Auf 79 Reisen wurde eine Distanz von 242 000 sm zurückgelegt. Trotz der starken Beanspruchung des ersten Kerns durch Seebewegungen, schnelle Laständerungen und große Leistungsstufen wurden während der gesamten Betriebszeit keinerlei Brennelementschäden festgestellt.

Nach dieser Betriebszeit wurde ein zweiter weiterentwickelter Reaktorkern eingesetzt. Zu diesem Zweck wurde in das Reaktordruckgefäß ein spezielles Kernstützgerüst eingebaut. Die Hüllrohre der Brennstäbe, die Abstandshaltergitter und die Absorberführungen bestehen aus Zircaloy-4. Der mittlere Abbrand wurde von 8200 auf rund 25 000 MWd/t_U erhöht. Zum Betriebsende wurde ein tatsächlicher Abbrand der äußeren Brennelemente von 28 800 MWd/t_U ermittelt.

Der zweite Kern ist als Umsetzkern konzipiert, der nach Erreichen von 610 Volllasttagen umgesetzt wurde. Dies bedeutet, daß die vier inneren Brennele-

mente durch neue Elemente ersetzt und die acht äußeren Brennelemente um 180° gedreht werden. In dieser Anordnung wurde der zweite Kern bis zum Erreichen von 1147 Volllasttagen betrieben (Bild 16).

Nach dem Anfahren des zweiten Kerns im April 1973 wurde ein Anstieg der Primärwasseraktivität registriert, der auf eine Undichtigkeit an den Verschraubungen der instrumentierten Brennstäbe eines Meßkäfigs zurückzuführen war. Die Bruttoaktivität des ungereinigten Primärwassers erreichte einen Wert von ca. 2,0 Ci/m³. Mit Hilfe des Reinigungssystems, das kontinuierlich in Betrieb war, konnte die Aktivität innerhalb von 14 Tagen wieder auf die Normalwerte abgebaut werden.

Während der Betriebszeit wurden an den Reaktorhilfssystemen Änderungen bzw. Systemerweiterungen vorgenommen. Diese Maßnahmen ergaben sich aus den Be-

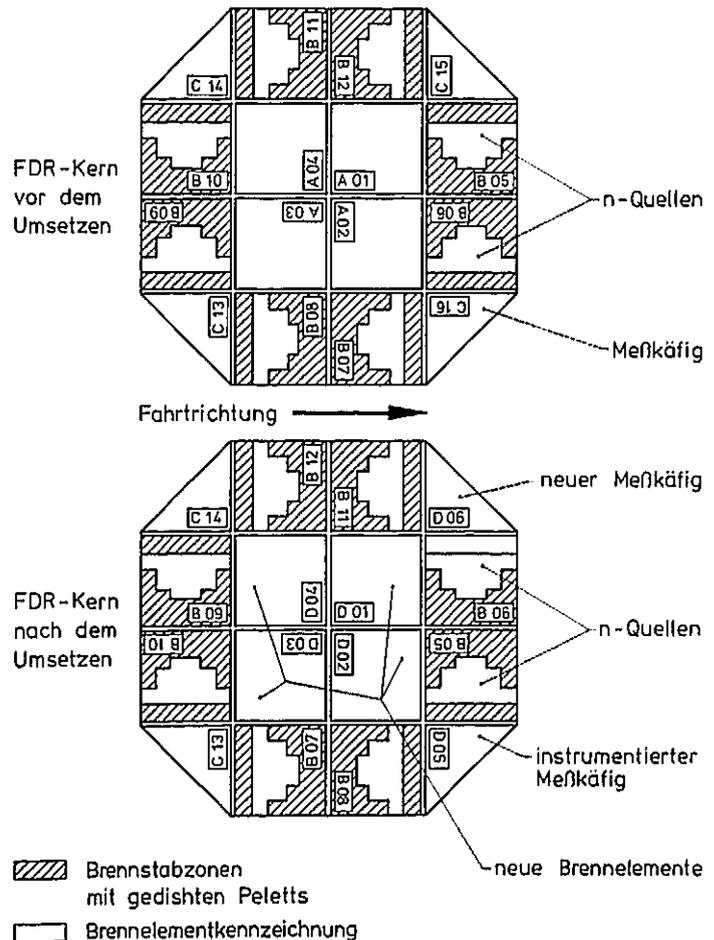


Bild 16: Zweiter Kern vor und nach dem Umsetzen der Brennelemente

triebserfahrungen und der Zielsetzung, die Reaktoranlage kontinuierlich dem Stand der Technik anzupassen. Diese Arbeiten, die parallel zu den jährlichen Wiederholungsprüfungen durchgeführt wurden, erforderten einen durchschnittlich sechswöchigen Zeitaufwand pro Jahr.

Während der gesamten Reaktorbetriebszeit wurden die Hilfskessel betriebsbereit gehalten, d.h., daß die Kesselanlage innerhalb von 10 bis 15 min auf Betriebsdruck gebracht werden konnte. Durch eine Heizschlange in der Untertrommel wurden die Kessel bei einem Systemdruck von 7 bar warm gehalten. Sobald das Schiff sich in dichtbefahrenen Gewässern, wie z.B. dem Englischen Kanal, oder auf Revierfahrten vor dem Einlaufen in einen Hafen befand, wur-

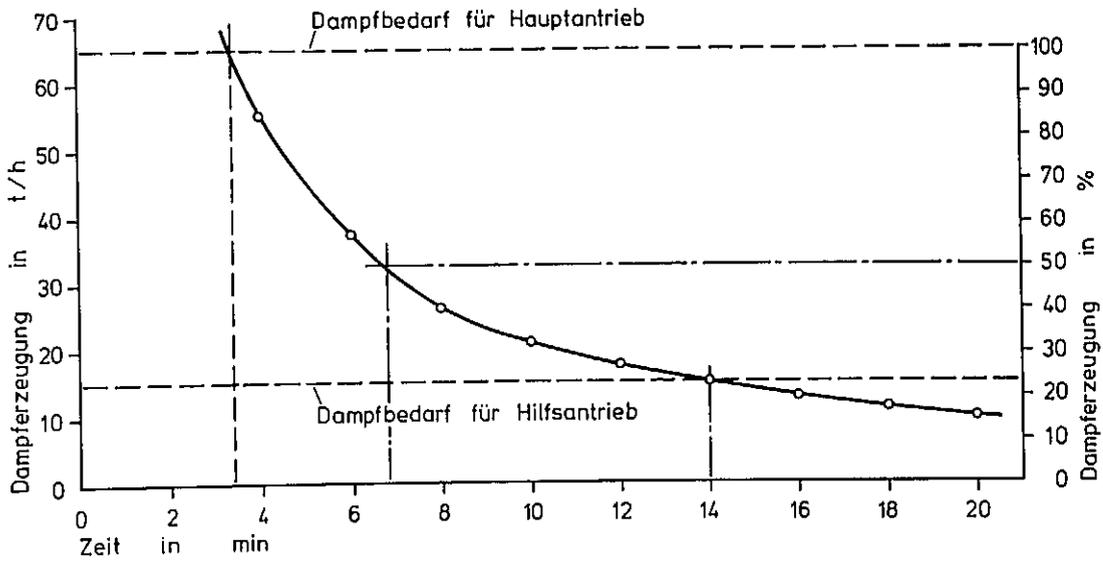


Bild 17: Verfügbare Dampfmenge nach einer Reaktorschnellabschaltung

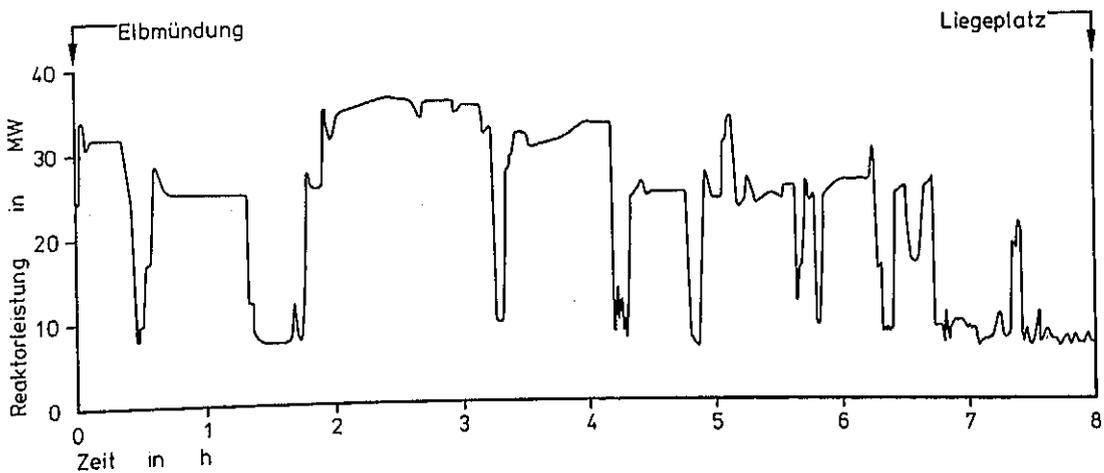


Bild 18: Reaktorleistung beim Anlaufen des Hamburger Hafens

den die Kessel unter Betriebsdruck bereitgehalten. Somit war für die Hilfs- und Hauptmaschinenanlage eine unterbrechungslose Dampfversorgung sichergestellt. Bild 17 zeigt die nach einer Reaktorschnellabschaltung zur Verfügung stehende Dampfmenge.

Das Verhalten der Reaktoranlage bei Laständerungen war Gegenstand besonderer Untersuchungen. Häufige und große Laständerungen erfolgten besonders in engen Gewässern und beim Anlaufen eines Hafens. In Bild 18 ist der Ablauf der Lastanforderung einer Revierfahrt beim Anlaufen des Hamburger Hafens aufgezeichnet.

Außer der Häufigkeit der Laständerungen - ca. 60 Lastwechsel in 8 h - ist besonders die Laständerungsgeschwindigkeit mit im Mittel 1 %/s und der Laständerungsbereich zwischen 18 % und 95 % der Dauerleistung bemerkenswert. Die langjährigen Erfahrungen mit dem NS OTTO HAHN beweisen, daß der integrierte Druckwasserreaktor diese Anforderungen, die für alle Schiffsantriebsanlagen üblich sind, sehr gut erfüllt. Eine ausreichende Laständerungsgeschwindigkeit für den Normalbetrieb wurde mit 1 %/s über dem gesamten Lastbereich festgelegt.

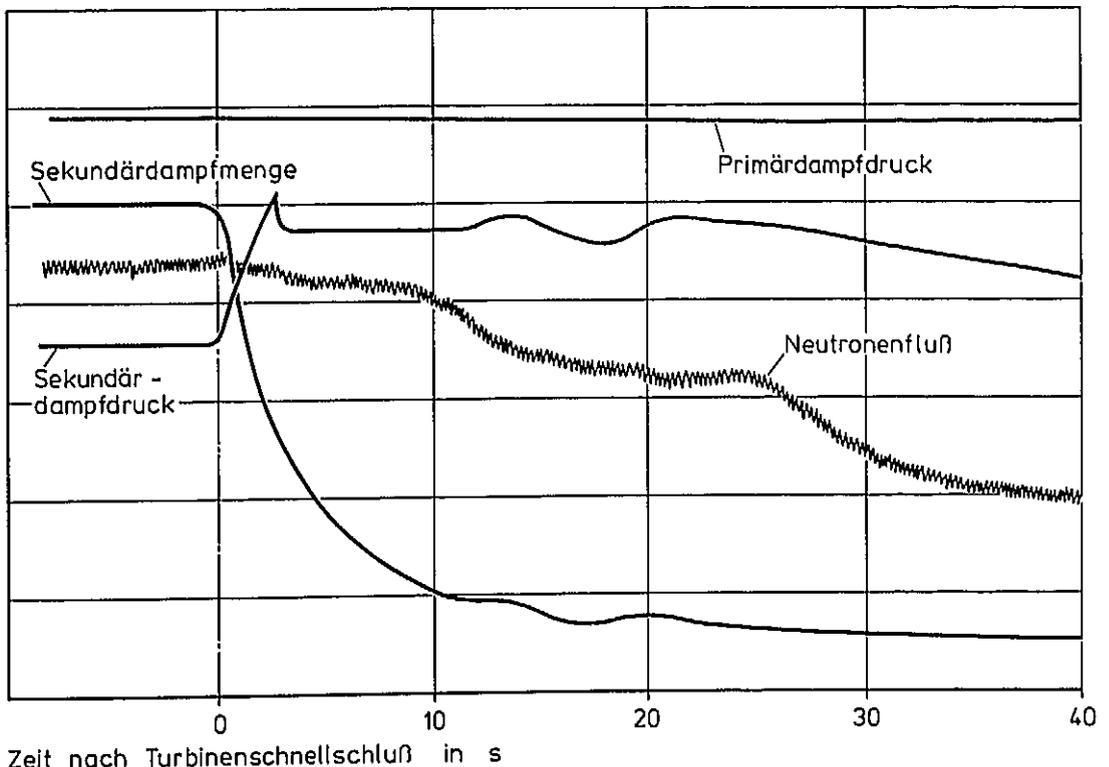


Bild 19: Veränderungen in der Anlage nach Turbinenschnellschluß

Bild 19 zeigt das Reaktorverhalten bei Turbinenschnellschluß, der extremsten Laständerung, die beim Betrieb der Antriebsturbine auftreten kann. Zum Zeitpunkt 0 erfolgt der Schnellschluß des Turbinenfahrventils, in 10 s ändert sich die Last von 90 % auf 28 %. In den ersten Sekunden nach dem Schnellschluß treten Laständerungsgeschwindigkeiten bis zu 15 %/s auf. Der Neutronenfluß, die maßgebliche Größe für die Reaktorleistung, geht hierbei ohne Überschwingen auf den neuen Betriebszustand über. Der Sekundärdampf stabilisiert sich nach einem kurzen Überschwingen ebenfalls. Der Primärdampfdruck wird kaum beeinflusst. Hierin zeigt sich auch die große Stabilität des integrierten Druckwasserreaktors bei plötzlichen Änderungen des Betriebszustandes.

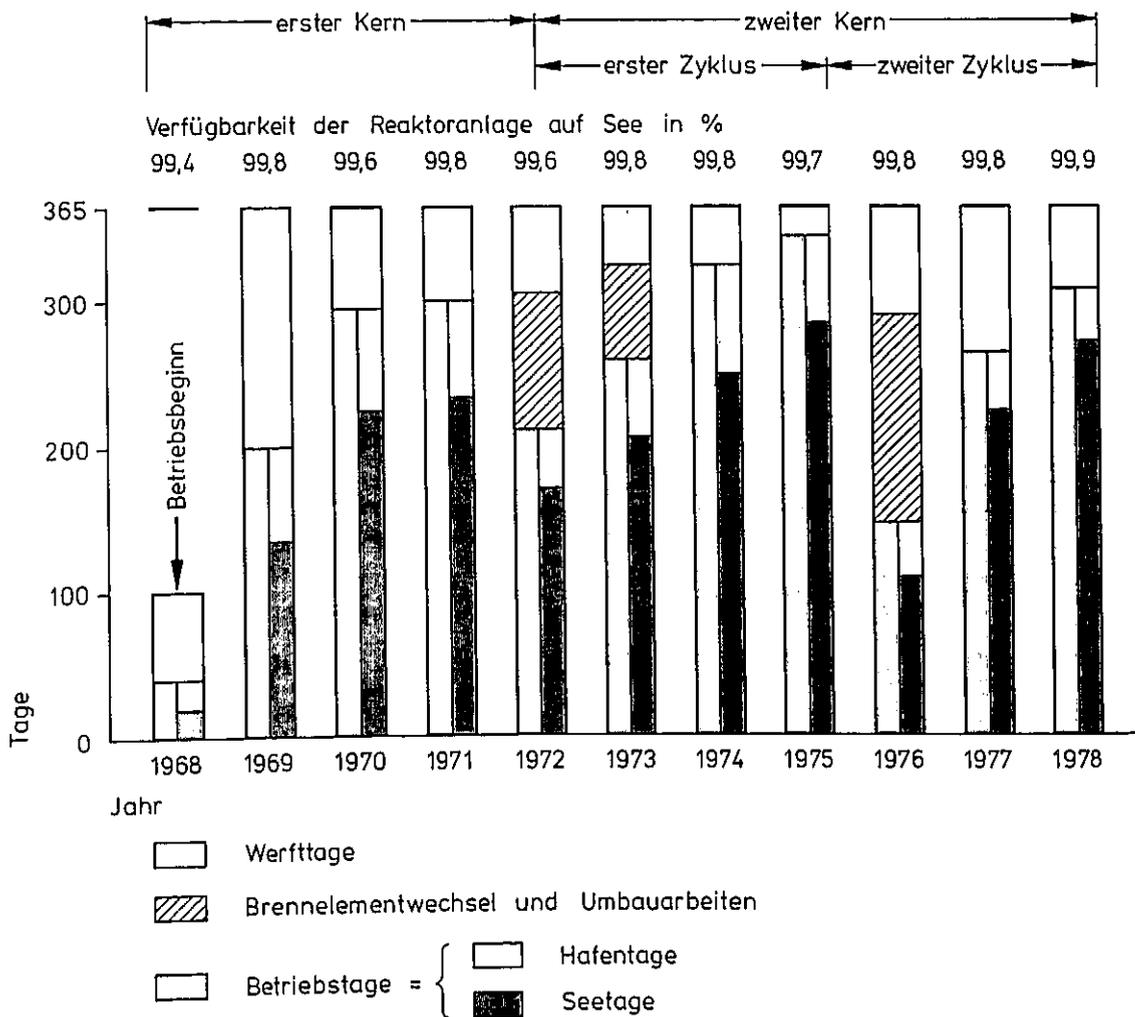


Bild 20: Betriebs- und Stillstandszeiten des FDR 1969 bis 1978

3.4.1.2. Betriebssicherheit

Nicht nur aus kommerzieller, sondern insbesondere auch aus sicherheitstechnischer Sicht muß ständig eine möglichst hohe Betriebsleistung der Schiffsantriebsanlage zur Verfügung stehen. Das nukleare Dampferzeugungssystem ist in dieser Kette ein wichtiges Glied.

Die Erfahrung mit dem FDR haben gezeigt, daß diese Reaktoranlage hinsichtlich Verfügbarkeit auf See durchaus mit einer ölbefeuerten Dampfkesselanlage vergleichbar ist.

In Bild 20 ist die Verfügbarkeit auf See für die gesamte Betriebsphase des NS OTTO HAHN dargestellt. Die Verfügbarkeit war stets größer als 99 %. Dies ist dadurch zu erklären, daß die Ursachen aller Reaktorschnellabschaltungen auf See sofort beseitigt werden konnten und die Reaktoranlage ca. 2 h nach einer Schnellabschaltung wieder unter Betriebsdruck zur Verfügung stand. Insgesamt gab es 153 Reaktorschnellabschaltungen. 83 hiervon erfolgten allein während der Inbetriebnahmephase bis Ende 1969 und davon wiederum ein Großteil im Rahmen von Inbetriebnahme- und Funktionsprüfungen.

Schnellabschaltungen wurden in der ersten Betriebszeit auch durch Druckschwankungen im Sekundär-Speisewasser-System ausgelöst. Nach Änderung der Regelung dieses Systems entfiel diese Abschaltursache.

Bemerkenswert ist die Abnahme der Reaktorschnellabschaltungen mit Zunahme der Betriebsjahre. Im Jahre 1976 erfolgten nur vier, im Jahre 1977 eine, im Jahre 1978 drei Schnellabschaltungen. Eine Gefährdung der Anlage bzw. des Schiffes durch Ursache oder Folgen der Schnellabschaltungen war zu keiner Zeit gegeben.

3.4.1.3. Wartung und Reparatur

Die Reparaturanfälligkeit der Bauteile in den Systemen der Reaktoranlage war geringer als in den Systemen des konventionellen Anlagenteils. Dies ist ohne Zweifel auf die höherwertige Technik und die umfangreiche Überwachung bei der Konstruktion und Herstellung von Reaktorbauteilen zurückzuführen. Darü-

ber hinaus wurden durch die regelmäßigen jährlichen Wiederholungsprüfungen und Besichtigungen Mängel rechtzeitig erkannt und konnten deshalb frühzeitig behoben werden.

Reparaturanfälligkeiten wurden bei den Reaktorarmaturen und den Primärpumpen beobachtet. Die Ursache hierfür lag im wesentlichen im Prototypcharakter dieser Komponenten begründet. Durch verbesserte Konstruktionen und durch Verbesserung der Wartung konnte die Reparaturanfälligkeit wesentlich eingeschränkt werden.

Die Reparaturen an Reaktorarmaturen hatten als Ursache:

- Sitzundichtigkeiten infolge Verschleiß;
- Versagens der Faltenbalgstopfbüchse infolge von Materialfehlern;
- Funktionsstörungen infolge ungeeigneter Konstruktion.

Reparaturen an den Primärpumpen waren notwendig wegen:

- Isolationsschäden in Kabeleinführungen infolge ungeeigneter Konstruktion;
- Lagerschäden und Blockieren des Läufers infolge falscher Betriebsweise;
- Blockieren des Läufers infolge Ablösens des Rotormantels;
- Primärwasserleckagen infolge der Verwendung eines ungeeigneten Pumpentyps.

Weitere Reparaturarbeiten wurden durchgeführt an den

- Steuerstabantrieben;
- Speisewasserdichtungen;
- Dampferzeugerrohren;
- Ventilantrieben.

Die anfallenden Wartungs- und Reparaturarbeiten wurden, soweit möglich, während der jährlichen Werftliegezeit zusammen mit den Wiederholungsprüfungen und Besichtigungen oder während der Werftliegezeiten für die Brennelementwechsel vorgenommen.

Zur Durchführung von Reparaturen stehen an Bord eine entsprechende Werkstatt und Dekontaminiereinrichtungen zur Verfügung. Umfangreiche und technisch aufwendige Reparaturen erfolgten in den Werkstätten der GKSS in Geesthacht, häufig unter Hinzuziehung von Monteuren der Herstellerfirmen.

Die Bauteile, die zur Reparatur nach Geesthacht kamen, wurden, soweit erforderlich und möglich, noch im System mit Frischwasser gespült, um ihre Kontamination zu senken. Der Transport der kontaminierten Bauteile vom Schiff nach Geesthacht erfolgte entsprechend den Vorschriften für den Transport radioaktiver Güter.

In Geesthacht wurden die Bauteile dann in einer kleinen Dekontaminationshalle zerlegt und dekontaminiert. Infolge der meist geringen Kontamination konnte man sich auf die Anwendung einfacher Verfahren (Waschen mit Reinigungsmitteln und Spülen) beschränken. Kleinere Teile wurden auch erfolgreich im Ultraschallbad dekontaminiert. Zur weiteren Bearbeitung und zum Zusammenbau wurden die Teile dann in die für die Handhabung mit kontaminiertem Material vorgesehene Werkstatt gebracht. Erforderliche Funktionsprüfungen und Probe-läufe wurden wieder in der Dekontaminationshalle durchgeführt.

Grundsätzlich sind alle Störungen und Reparaturen an Reaktorbauteilen meldepflichtig. Vor Beginn der Arbeiten sind die geplanten Maßnahmen mit den Gutachtern hinsichtlich der Durchführung der Reparaturen und der gewünschten Prüfungen abzustimmen.

Die Behinderung der Reparaturarbeiten durch Strahlung war verhältnismäßig gering, und die an den Bauteilen aufgetretenen Dosisleistungen waren niemals so hoch, daß die Arbeitszeit daran begrenzt werden mußte. Nachteilig hat sich in manchen Fällen eine mangelnde Wartungs- und Reparaturfreundlichkeit der Bauteile ausgewirkt, wie beispielsweise die Verwendung von Schweißlippendichtungen in Rohrleitungssystemen sowie an Pumpen und Armaturen. In einigen Fällen wurde die Abdichtung geändert in Nut und Feder oder in O-Ring-Dichtungen.

Es hat sich gezeigt, daß bei der Beschaffung von Reserveteilen erhebliche Lieferzeiten in Kauf genommen werden mußten und daß die Gestellung von Monteuren oft problematisch war. Bei der meist sehr langen Lieferzeit für Reaktorbauteile empfiehlt es sich, für die wichtigsten Bauteile, wie z.B. die Primärpumpen und einige Reaktorarmaturen, Reserveaggregate bereitzuhalten, die dann bei Bedarf nur ausgewechselt werden. Auch die Lagerhaltung von Materialien, für die ein besonderes Werkstoffzeugnis erforderlich war, hat sich als sehr vorteilhaft erwiesen, da auch hier von langen Lieferzeiten auszugehen war.

3.4.1.4. Wiederholungsprüfungen

Der Betreiber einer nuklearen Anlage muß durch wiederholende Wartungs- und Prüfarbeiten (Wiederholungsprüfungen) sicherstellen, daß jederzeit ein sicherer Betrieb und eine hohe Verfügbarkeit gewährleistet ist. Die der Sicherheit des Schiffes sowie seiner Umgebung dienenden Wartungs- und Prüfarbeiten erfolgten ähnlich wie bei konventionellen Überwachungsbedürftigen Anlagen unter Hinzuziehung unabhängiger Sachverständiger, deren Tätigkeit gleichzeitig als Hilfe bei der Überwachungspflicht der Aufsichtsbehörden anerkannt wurde. Die Wiederholungsprüfungen, die primär der Verfügbarkeit und damit der Wirtschaftlichkeit dienen, obliegen dem Betreiber und werden ohne Hinzuziehung von Sachverständigen durchgeführt.

Die Prüf Fristen erstrecken sich über Zeitintervalle von 8 Tagen bis zu 8 Jahren. Grundsätzlich werden bei der Festsetzung aller Prüftermine die betrieblichen Gegebenheiten, z.B. längere Stillstandszeiten, berücksichtigt. In Einzelfällen wurde die Anlage jedoch auch aufgrund von anstehenden Wiederholungsprüfterminen abgeschaltet. Der Zeitaufwand für die jährliche Wiederholungsprüfung der Reaktoranlage lag bei 5 bis 7 Tagen.

Durch diese Überprüfungen konnten sich anbahnende Fehler oder Ausfälle immer rechtzeitig erkannt werden, so daß die Sicherheit der Anlage zu keinem Zeitpunkt gefährdet war. Eine positive Auswirkung dieser Überprüfungen zeigte sich auch u.a. in der hohen Verfügbarkeit der Gesamtanlage. Auf See lag diese über die gesamte Betriebszeit gemittelt bei 99,8 %.

Nach achtjähriger Betriebszeit wurden im Rahmen der Wiederholungsprüfungen unter anderem Ultraschallprüfungen am Druckbehälter und umfangreiche Oberflächenrißprüfungen am Druckbehälterdeckel durchgeführt. Bei den Ultraschallprüfungen am Druckbehälter wurden nur wenige Fehleranzeigen gefunden, die aber alle noch im Bereich zulässiger Größenordnungen lagen. Die Oberflächenrißprüfungen am Druckbehälterdeckel zeigten Risse an mehreren Einschweißnähten der Stützen. Die Orientierung der Anrisse deutete auf Wärmespannungen während der Fertigung beim abschließenden Glühvorgang hin. Die gefundenen Risse befanden sich ausschließlich im Oberflächenbereich und konnten, wenn auch durch die engstehenden Steuerstabstützen erschwert, ausgeschliffen werden. Von den Ausschleifnarben wurden Gipsabdrücke genommen.

Bei der Besichtigung der Dampferzeugerrohrplatten wurden an mehreren Dichtnähten zwischen Rohrende und Eintrittsrohrplatte Anrisse gefunden. An zwei Rohrenden des Dampferzeugers Nr. 2 waren die Schweißnähte auf dem gesamten Umfang gerissen und mit dem noch haftenden Teil der Schweißnaht bis zu 3 mm aus der Rohrplatte nach außen gewandert. Vor der Reparatur wurden mit den Gutachtern umfangreiche Überlegungen und Untersuchungen über die Ursache des Schadens und über die Reparaturmöglichkeiten angestellt. Als Ursache kommen Wärmespannungen beim Wiederauffahren nach Schnellabschaltungen infrage, die dann auftreten, wenn das relativ kalte Sekundärspeisewasser (183 °C) auf die noch heiße Rohrplatte (273 °C) trifft. Um dies zu vermeiden, wurde das Sekundär-Speisewasser-System geändert. Die Reparatur erfolgte mit einem eigens für diesen Zweck entwickelten Festsetzstopfen.

Bei der Überprüfung der Rohrleitungen wurden Undichtigkeiten an den Zu- und Ablaufleitungen (NW 10) der Sperrwasserdichtungen gefunden. Alle betroffenen Leitungen wurden durch neue Rohre ersetzt. Zur Kontrolle wurden von der Sperrwasserringleitung und den daran befindlichen Zu- und Ablaufleitungen Materialproben genommen und untersucht. Hier wurden aber keine Risse gefunden.

Die Flanschabdichtung der Sperrwasserdichtung zu den Steuerstabantrieben und der Steuerstäbe zu den Steuerstabstützen erfolgt durch einen Metall-O-Ring. Die Dichtflächen an den Flanschen müssen, um eine optimale Gasdichtigkeit zu gewährleisten, eine hohe Oberflächengüte aufweisen. Es wurden daher nach jeder Demontage alle Dichtflächen auf eventuelle Porositäten im Bereich des Metall-O-Ringes untersucht. Im Betriebszeitraum mußten alle Dichtflächen - insgesamt 72 Stück - nachgearbeitet werden. Dies machte ein sehr zeitaufwendiges Nachschleifen erforderlich. Die Ursache der Porosität beruhte auf einer ungeeigneten Beschichtung der Metall-O-Ringe.

3.4.1.5. Brennelementwechsel

Das NS OTTO HAHN ist so konzipiert, daß der Brennelementwechsel an jedem beliebigen Liegeplatz mit den an Bord installierten Wechseleinrichtungen durchgeführt werden kann. Dieses Konzept ist für ein Forschungsschiff als wirtschaftlichste und flexibelste Lösung anzusehen. Die Handhabung wird jedoch

aus verschiedenen Gründen erschwert, so daß der Zeitbedarf verhältnismäßig hoch ist.

Der erste Brennelementwechsel dauerte von Septemer 1972 bis April 1973 insgesamt knapp 7 Monate. Dieser Zeitraum umfaßte alle Arbeiten, wie Abschalten, Vorbereitungen, Demontage, Ent- und Beladen, Umbau der Reaktoreinbauten, Remontage, Abtransport der Brennelemente, allgemeine Wartungs- und Reparaturarbeiten einschließlich Änderungen, Klassebesichtigungen, Wiederholungsprüfungen, Wartezeit für die Wiederanfahrgenehmigung und das Anfahrprogramm selbst.

Der zweite Brennelementwechsel bzw. der Umsetzvorgang wurde 1976 durchgeführt und dauerte 8 Monate. Im Zuge des Genehmigungsverfahrens mußten Konzeptänderungen eingeplant und einige der Systeme dem derzeitigen Stand der Technik angepaßt, sowie neue Einrichtungen geschaffen werden. Die aufwendigste Änderung war der Umbau des Bordkrans, der aufgrund neuerer Vorschriften (erweiterter sicherheitstechnischer Regeln) für Hebezeuge in kerntechnischen Anlagen notwendig war. Er umfaßte die Umstellung des 35-t-Hubwerkes auf zwei Hubseile, Neukonstruktion und Fertigung des Einziehwerkes, Änderung der vorhandenen elektrischen und hydraulischen Ausrüstung und Verstärkungen im Tragwerk.

Da die auf den Druckbehälter aufgesetzte Wechselmaschine über das Lukensüll der Reaktorluke hinausragte, wurde auf dem Lukendeckel ein sogenannter Arbeitsdom aufgesetzt. Weiterhin sollten die Lukendeckel beim Transport der Wechselmaschine von der Reaktorluke zur Serviceluke und umgekehrt schnell geöffnet und wieder geschlossen werden. Aus diesen Gründen wurden die Arbeitsdome mit hydraulisch zu betätigenden Deckeln versehen.

Für das Arbeiten am geöffneten Druckbehälter und Servicebecken wurde eine zusätzliche Abluftanlage installiert, mit der eventuell austretende radioaktive Gase direkt über der Wasseroberfläche des Druckbehälters bzw. des Servicebeckens abgesaugt werden konnten.

Bei den neu geschaffenen Brennelement-Wechseleinrichtungen handelt es sich ausschließlich um Prototypen, die bei der Fertigung und Funktionsprobe Probleme zeigten. Ebenso mußten für die Arbeiten zum Brennelementwechsel bis

auf wenige Ausnahmen neue Handhabungstechniken entwickelt werden. Rechnet man alle nicht zum eigentlichen Brennelementwechsel gehörenden Arbeiten, wie die Fertigung der Wechseleinrichtungen, zusätzliche nicht vorgesehene Reparaturen und Verzögerungen, von der Gesamtzeit von 8 Monaten ab, so verbleibt für den reinen Brennelementwechsel eine Zeitdauer von rund 10 Wochen, wobei der eigentliche Wechselvorgang der Elemente jeweils in 2 Tagen erfolgte.

Die Entladung der Brennelemente des zweiten Kerns wurde Anfang 1979 durchgeführt. Das Konzept sowie die Einrichtungen des zweiten Brennelementwechsels konnten für die Entladung übernommen werden, lediglich an der Brennelement-Wechselmaschine wurden umfangreiche Ertüchtigungsmaßnahmen durchgeführt. Alle beschriebenen Brennelementmanipulationen verliefen planmäßig. Aktivitätsaustritte konnten nicht registriert werden. Geringfügige Schwierigkeiten traten lediglich beim Greifvorgang der instrumentierten ECKE-Elemente, bedingt durch Leitungshindernisse, auf.

Eine spezielle Eigenschaft des Schiffsreaktors, die für seinen Einsatzzweck notwendige Kompaktheit, wirkt sich bei einem Brennelementwechsel nachteilig aus. Auf sehr beengtem Raum mußten zahlreiche Demontage- bzw. Remontagearbeiten durchgeführt werden. Der Personaleinsatz war den Räumlichkeiten anzupassen und dementsprechend gering. Um die Verfügbarkeit einer Schiffsreaktoranlage weiter zu erhöhen, sollten die Brennelemente künftiger Kernenergieschiffe für eine möglichst lange Standzeit ausgelegt werden.

3.4.1.6. Strahlenschutzerfahrungen

Die Strahlenschutzsituation an Bord des NS OTTO HAHN zeichnete sich in den 10 1/2 Betriebsjahren durch das Fehlen jeglicher strahlenschutzrelevanter Störfälle aus. Deshalb kann lediglich über Strahlenschutzerfahrungen unter Normalbetriebsbedingungen berichtet werden.

Ein Vorteil des verwendeten Reaktorsystems besteht in den relativ niedrigen Dosisleistungswerten bei Vollast im Sicherheitsbehälter. Wenn es normalerweise auch nur erforderlich war, den Sicherheitsbehälter gelegentlich zur Inspektion zu begehen, so war es doch möglich, ihn nötigenfalls längere Zeit für kleinere Reparaturen zu betreten. Je nach Bereich im Sicherheitsbehälter

stammte die aufgenommene Dosisleistung von der Direktstrahlung des Reaktors oder von den in den Komponenten der Primärwasser führenden Leitungen angelagerten aktivierten Korrosionsprodukten.

Auf den zur Begehung benutzten Gängen und Treppen im Sicherheitsbehälter herrschte eine Dosisleistung von bis zu 20 mrem/h, während die durchschnittliche Dosisleistung bei 5 bis 8 mrem/h lag. Die Ortsdosis-Leistungsverteilung ist getrennt nach γ - und Neutronenstrahlung in Bild 21 dargestellt. Es sei erwähnt, daß an einzelnen scharf begrenzten Bereichen des Sicherheitsbehälters auch wesentlich höhere Dosisleistungen herrschten.

Anfangs wurden an den Sperrwasserleitungen der Steuerstabdurchführung bis zu 200 mrem/h direkt an den Rohroberflächen gemessen. Durch eine nachträgliche Verbesserung - das Sperrwasser wurde über die Primärwasser-Reinigungsanlage geleitet - konnte dieser Wert auf ein Zehntel gesenkt werden. In der letzten Betriebszeit waren Höchstwerte von 1000 mrem/h an den Pumpen- und Drosselventilen des Reinigungskreislaufes zu finden, die von zunehmender Ablagerung von Korrosions- und Spaltprodukten herrührten. In 1 m Entfernung von diesen Komponenten fiel der Dosisleistungswert jedoch auf 30 bis 40 mrem/h ab.

Den Höchstwert der Direktstrahlung bestimmte die Neutronendosisleistung mit 65 mrem/h oberhalb des Schildtanks. Der Grund für diese relativ hohe Neutronendosisleistung liegt in der Leitrohrwirkung (Totalreflexion) der Eisenplatten im Abschirmtank.

Wenn man berücksichtigt, daß der Sicherheitsbehälter allseitig von einer 50 bzw. 60 cm dicken Betonsekundärabschirmung umgeben ist, wird deutlich, daß im anschließenden Nebenanlagenraum keine erhöhte Direktstrahlung gemessen werden konnte. Lediglich dann, wenn die Aktivwasserbehälter (gelagertes Primärwasser) oder die Reinigungsharzbehälter vorübergehend gefüllt waren, wurden an der Oberfläche dieser Behälter bis zu 10 mrem/h gemessen.

Bei Normalbetrieb herrschte in den übrigen Schiffsräumen, wie im Leitstand, im Wohnbereich und in den Laderäumen, kein erhöhter Strahlenpegel (siehe Tabelle 7). Geringfügig erhöhte Dosisleistungen an den Turbinen im Maschinenraum waren die Folge einer Dampferzeugerundichtigkeit, die 1971 auftrat und zur Ablagerung kleiner Aktivitätsmengen aus dem Primärkreis führte.

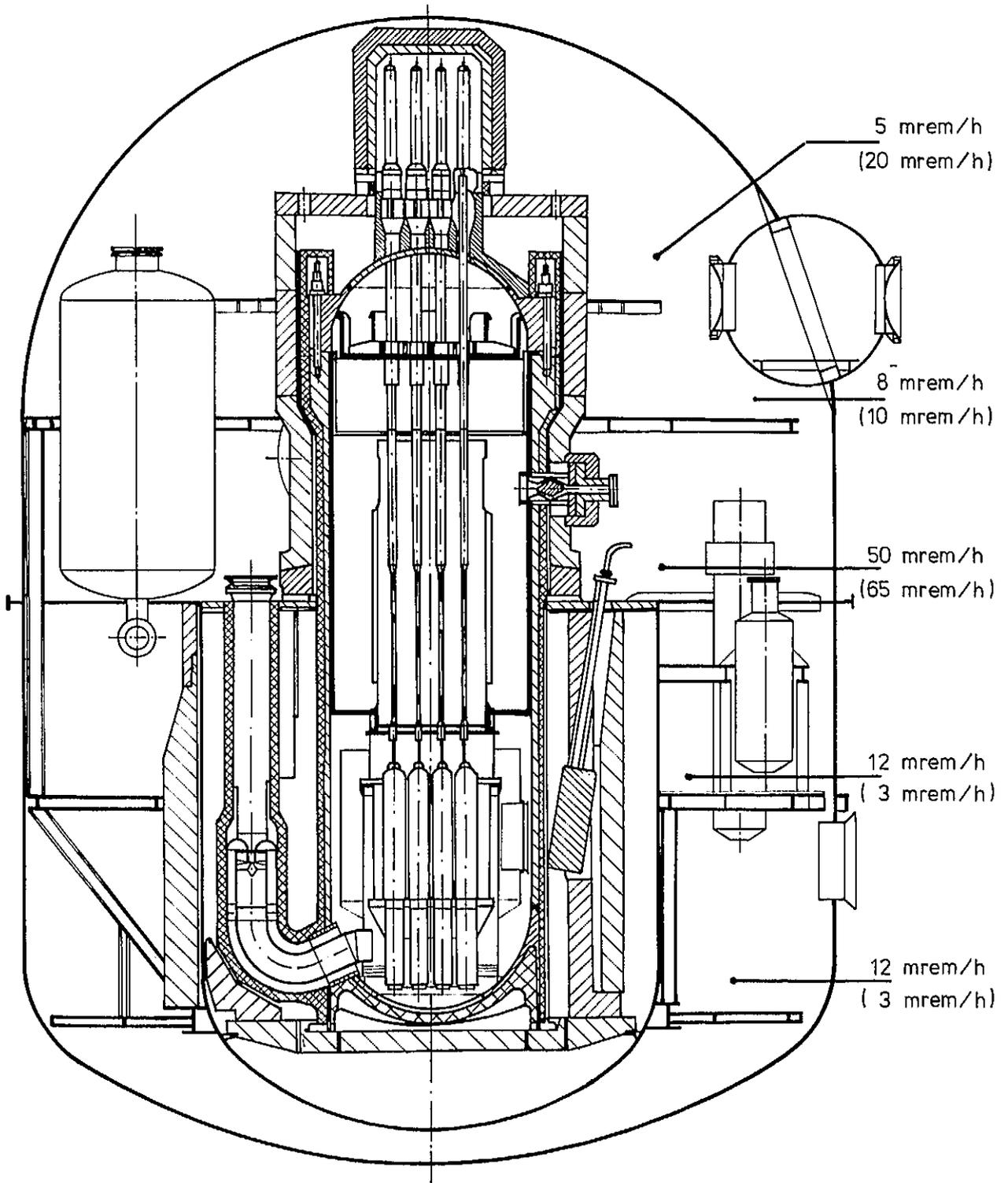


Bild 21: γ - und Neutronendosisleistung (Werte in Klammern) im Sicherheitsbehälter des FDR

Tabelle 7: Dosisleistung bei Vollast

Bereich	Dosisleistung in mrem/h
Maschinenraum	$4 \cdot 10^{-2}$
Leitstand	$< 1 \cdot 10^{-2}$
Wohnbereich	$< 1 \cdot 10^{-2}$
Brücke	$< 1 \cdot 10^{-2}$

Die Werte der mittleren Personendosis der Mannschaft des NS OTTO HAHN wurden ohne Berücksichtigung des relativ hohen Personalwechsels ermittelt (siehe Bild 22). Vom dritten Betriebsjahr (1971) an erhöhte sich die Dosis infolge der Reparatur- und Wartungsarbeiten an kontaminierten Kreislaufkomponenten, blieb aber von da ab annähernd konstant. Nur im Jahre 1976 wurde eine Ausnahme festgestellt, weil in ihm besonders viele Wartungs- und Reparaturarbeiten durchgeführt wurden. Eine Übersicht über eine typische Verteilung der Dosis des Jahres 1978 auf die einzelnen Personen gibt Bild 23 wieder.

Nur wenige Personen bekamen relativ hohe Dosen; das waren die Spezialisten, die die Anlage am besten kannten und auch für Reparaturen die besten Voraus-

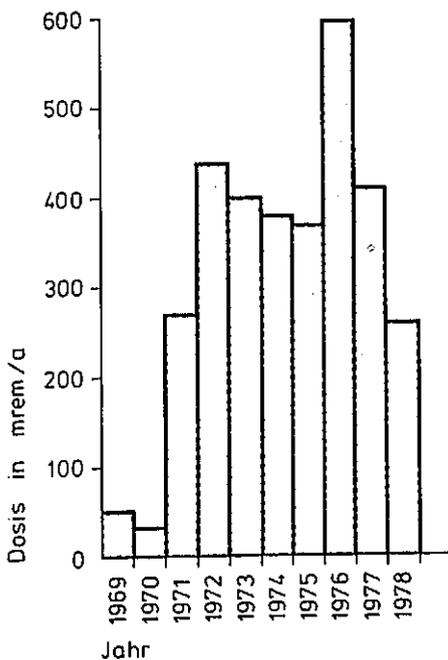


Bild 22: Mittlere Personendosis der Mannschaft

setzungen mitbrachten. Die Mehrheit der beruflich strahlenexponierten Personen erhielt eine relativ geringe Dosis, die von Inspektionsgängen und gelegentlichen Arbeiten in den Strahlungsfeldern herrührte. Die bei Wartungs- und Reparaturarbeiten aufgetretene Dosisverteilung ist in Bild 24 für das besonders wartungsintensive Jahr 1976 dargestellt.

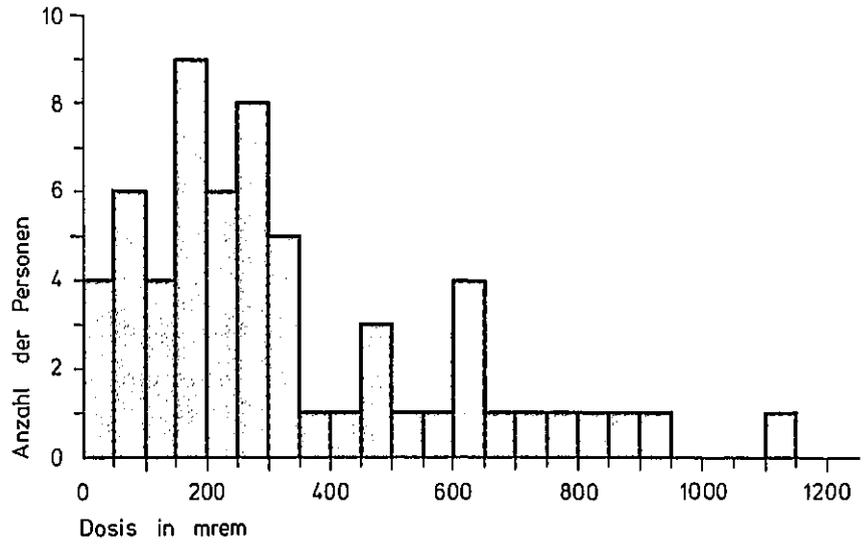


Bild 23: Dosisverteilung im Jahr 1978

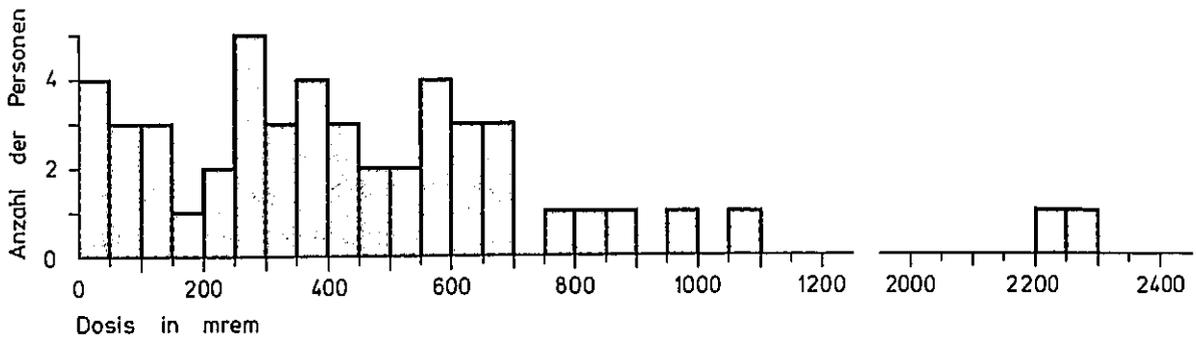


Bild 24: Reparaturdosisverteilung im Jahr 1976

Die Kollektivdosis für den 10-Jahres-Betrieb des NS OTTO HAHN betrug einschließlich Dosen bei Wartung $200 \text{ man} \cdot \text{rem}$. Dies entspricht einer auf die gesamte erzeugte Energie (520 GWh) bezogenen relativen Kollektivdosis von $(0,4 \text{ man} \cdot \text{rem}) / (\text{GWh}) = (3,5 \text{ man} \cdot \text{rem}) / (\text{MWa})$ und liegt innerhalb der für Landkernkraftwerke üblichen Werte.

Die Abgabe radioaktiver Gase war sehr gering, weil der gesamte Abluftstrom des NS OTTO HAHN vor dem Abluftschornstein über Aerosol- und Aktivkohlefilter geführt wurde. Die danach abgegebenen Aktivitäten lagen bei etwa 10 Ci Edelgas pro Jahr und weniger als 1 mCi Jod pro Jahr.

Feste radioaktive Abfälle wurden nicht in das Meer versenkt, sondern an Bord gesammelt und bei Anlaufen der deutschen Häfen an die Sammelstelle der Küstenländer abgegeben.

Die flüssigen radioaktiven Abfälle wurden ohne Ausnahme in einem der beiden Abwassertanks von 15 m³ Inhalt gesammelt. Nach der Entscheidungs- und Bilanzierungsmessung wurde das Abwasser in den Haupt-Seewasser-Kühlkreislauf mit einem Durchfluß von 3 600 m³/h eingeleitet. In Bild 25 wird ein typisches γ -Spektrum des Abwassers zusammen mit den spezifischen Aktivitäten gezeigt. Man erkennt darauf die wichtigsten Korrosionsprodukte Cobalt und Chrom, aber auch einige typische Spaltprodukte, wie ¹³⁴Cs und ¹³⁷Cs. Die Aktivität der einzelnen Nuklide ist für das Jahr 1978 in der Tabelle 8 genannt und kann als typisch für die Nuklidzusammensetzung des Abwassers angesehen werden.

Die in den 10 1/2 Betriebsjahren an das Meer abgegebenen Aktivitäten und Aktivitätskonzentrationen sind aus Tabelle 9 zu entnehmen. Es wurden rund 18 Ci abgegeben, ein im Verhältnis zur Betriebszeit und zur erzeugten Energie sehr geringer Wert. Man erkennt im zeitlichen Verlauf der Aktivitätsabgaben

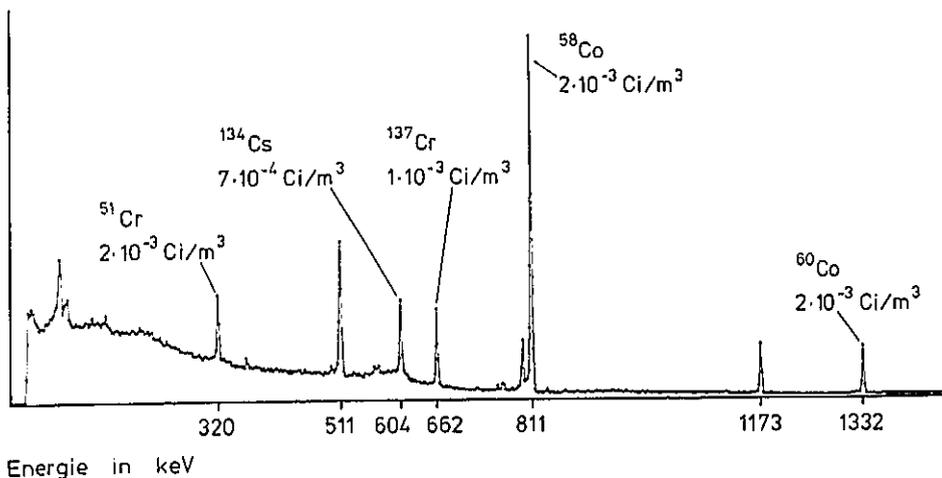


Bild 25: γ -Spektrum des Abwassers

deutlich den Unterschied in der Brennelementdichtigkeit des ersten und zweiten Kerns ab 1974. Der Hauptanteil der abgegebenen Aktivität resultiert aus der Beladung der Ionenaustauscher mit neuen Harzen.

Tabelle 8: Nuklidspezifische
Abwasseraktivität (1978)

Nuklid	Aktivität in mCi
^{144}Ce	70
^{137}Cs	60
^{134}Cs	50
^{58}Co	1 600
^{60}Co	570
^{54}Mn	60
^{51}Cr	470
^{95}Zr	90
^{95}Nb	90
^{90}Sr	03
^3H	1 100

Tabelle 9: Abwasseraktivitäten

Jahr	Aktivität in mCi	spezif. Aktivität in Ci/m ³
1969	105	$5,5 \cdot 10^{-4}$
1970	2 480	$1,1 \cdot 10^{-2}$
1971	375	$1,2 \cdot 10^{-3}$
1972	725	$1,3 \cdot 10^{-3}$
1973	869	$3,0 \cdot 10^{-3}$
1974	2 912	$8,5 \cdot 10^{-3}$
1975	1 960	$5,4 \cdot 10^{-3}$
1976	2 997	$1,1 \cdot 10^{-2}$
1977	2 200	$6,0 \cdot 10^{-3}$
1978	3 060	$1,2 \cdot 10^{-2}$
Summe	17 683	$5,5 \cdot 10^{-3}$

Zusammenfassend ist festzustellen, daß das NS OTTO HAHN während der gesamten Betriebszeit auch in bezug auf den Strahlenschutz ein sicheres und zuverlässiges Betriebsverhalten gezeigt hat. Unter Zugrundelegung der gesamten Kollektivdosis und der gesamten abgegebenen Radioaktivität kann der Einfluß auf die Besatzung an Bord und über die marine Umwelt über Nahrungsketten auf die Menschen an Land als vernachlässigbar angesehen werden.

3.4.1.7. Chemie des Primärkreislaufs

Der Reaktor hatte in den ersten Betriebsjahren ein Druckpolster aus Wasserstoff, um unter anderem die zu erwartende Radiolyse des Primärwassers so ge-

ring wie möglich zu halten. Es wurde daher ständig großer Wert auf die Einhaltung des vorgegebenen Sauerstoffgehaltes ($< 0,03$ ppm O_2) gelegt. Abweichungen nach oben wurden durch Zusatz einer 0,5 bis 1,5%igen Hydrazinlösung korrigiert. Eine weitere Konditionierung fand nicht statt.

Im August 1971 wurde das Wasserstoffpolster durch ein Heliumpolster ersetzt.

Der pH-Wert des Primärwassers schwankte zwischen 5,8 und 6,5; die Leitfähigkeit im ungereinigten Strang lag bei etwa $0,15$ $\mu S/cm$.

Bereits nach etwa 3200 Betriebsstunden (ca. 130 d) zeigten Filterproben des Primärwassers grüne Beläge. Zugleich wurden ein erhöhter Eisengehalt und zunächst nicht identifizierbare Trübstoffe im Wasser festgestellt. Diese Trübung nahm in der Folgezeit unter Schwankungen zu, so daß immer häufiger ein Teil des Primärwassers über das Probenentnahmesystem ausgetauscht wurde, um den Trübstoffgehalt in Grenzen zu halten. Untersuchungen der Trübstoffe ergaben hohe Anteile an Nickel-, Chrom- und Eisenoxiden, und zwar in einem Verhältnis, das der Zusammensetzung des Dampferzeugermaterials Inconel 600 ähnlich war. Da die Metallabgaberraten für diesen Werkstoff im sauren Bereich unter FDR-Betriebsbedingungen etwa um den Faktor 10 höher liegen als im alkalischen Bereich, wurde der pH-Wert angehoben. Zunächst geschah dies mit Erfolg durch Zugabe größerer Hydrazinmengen. Da eine Einstellung des Primärwassers auf einen pH-Wert im alkalischen Bereich ständige, unvertretbare hohe Hydrazinzugaben bedeutet hätte, wurde ab März 1972 isotopenreines 7 Lithiumhydroxid als Alkalisierungsmittel eingesetzt. Diese Maßnahme führte in der Folgezeit zu dem Ergebnis, daß die Korrosionsrate bei einer ^7Li-OH -Konzentration von ca. $1,6$ ppm im Primärwasser erheblich vermindert war und praktisch keine Trübung des Primärwassers mehr festgestellt wurde.

Die Standzeit der Harze in den Mischbettfiltern betrug etwa 6 Monate für eine Füllung (ca. 280 l Harz). Ein Umsetzen der beiden im Reinigungskreislauf vorhandenen Mischbettfilter wurde im allgemeinen nicht wegen Kapazitäterschöpfung, sondern wegen einer hohen Druckdifferenz zwischen Filterein- und -austritt erforderlich. Gelegentliche plötzliche Ausfälle der Reinigungskreislauf-Pumpen führten zu einer Verwirbelung der Arbeitsschicht des Filters und zum Durchbruch abgelagerter Korrosionsprodukte. Etwa 24 h nach Be-

hebung des Defektes arbeitete der Filter wieder normal, jedoch war seine Standzeit beeinträchtigt.

Nach der Inbetriebnahme des zweiten Kerns des Reaktors wurde immer wieder ein Ansteigen des Sauerstoffgehaltes im Primärwasser gemessen. Besonders häufig war dies beim Hochfahren des Reaktors auf Vollast nach Stillstandszeiten zu beobachten. Die Werte lagen teilweise über 3 ppm O₂ und mußten durch Hydrazinzusätze abgebaut werden. Qualitative Messungen ergaben außerdem eine hohe Wasserstoffkonzentration. Entstehungsgrund war die Radiolyse des Primärwassers. Bemerkenswert ist, daß das Phänomen bei Leistungsstufen um 15 MW nicht auftrat. Da diese Erscheinungen mit irgendwelchen weiteren Betriebsdaten nicht zu korrelieren waren, wurde den möglichen Ursachen nachgegangen.

Versuchsweise wurde das Wasserniveau im Druckbehälter innerhalb der Toleranzen verändert. Möglichen Leckagen in den Hilfssystemen wurde nachgegangen. Alle diese Maßnahmen brachten jedoch keine eindeutigen Ergebnisse. Im Jahr 1978 wurde bemerkt, daß das Helium, das zur Druckhaltung bei der Wiederinbetriebnahme des kalten Reaktors zugesetzt wurde, eine Rolle spielen kann. Es zeigte sich, daß - verbunden mit einer etwas überhöhten Zugabe an Helium - ein Ausgasen des Heliums beim Öffnen der Hähne im Probenentnahmesystem erfolgte. Mit dem Abklingen des Heliumpartialdrucks im Reaktor infolge dieser Ausgasungen und Diffusion aus dem Primärsystem war eine Abnahme des Sauerstoffgehaltes festzustellen. Diese Erscheinungen, die beim ersten Kern nicht beobachtet wurden, scheinen aus der größeren Leistungsdichte des zweiten Kerns, verbunden mit einem überhöhten Heliumpartialdruck, erklärbar zu sein.

Im Rahmen der Suche nach Leckagen in den Reaktorhilfssystemen wurde auch die Qualität des Zusatzwassers zum Primärsystem verbessert. Die Aufbereitung des Zusatzwassers aus Destillattanks über Kationenaustauscher und Mischbettfilter wurde dahingehend geändert, daß die Destillatentnahme aus dem Sekundärkreislauf hinter dem Entgaser erfolgte und damit dem Primärkreislauf entgasetes Deionat zugeführt werden konnte.

Korrosionserscheinungen im Zwischenkühlkreislauf wurden nicht festgestellt, dennoch wurde dieser prophylaktisch mit ⁷Li-OH alkalisiert.

3.4.2. Haupt- und Hilfsanlagen

3.4.2.1. Anlagen

Die für das umfangreiche Ballasttanksystem eingebauten Pumpen erwiesen sich nach den ersten Ladungsreisen als nicht ausreichend. Es wurden zwei weitere Pumpen installiert, und die Rohrleitungsführung wurde so geändert, daß aus mehreren Tanks gleichzeitig geballastet und gestrippt werden konnte. Das Beladen durch moderne Schüttgutanlagen mit hoher Förderleistung konnte danach infolge ausreichender Entballastung ohne Zeitverlust erfolgen.

3.4.2.2. Betriebssicherheit

Die konventionelle Maschinenanlage des NS OTTO HAHN wurde von den auch bei anderen Schiffen auftretenden Fehlern und Mängeln nicht verschont, die jedoch entweder mit Bordmitteln sofort behoben oder zumindest soweit begrenzt werden konnten, daß die Betriebssicherheit von Schiff, Maschine und Reaktor immer gegeben war. Die Zeitverfügbarkeit auf See mit über 99 % unterstreicht diese Aussage eindrucksvoll.

Die Schäden an den Turbinen durch den Naßdampf führten zwar teilweise zum Leistungsabfall, aber nie zum Ausfall des Aggregates. Die Manövrierfähigkeit auf Revieren mit starkem Schiffsverkehr war immer gewährleistet.

Zur Erhöhung der Betriebssicherheit wurden noch während der Zeit der Probefahrten die Umschaltorgane der Dampfleitungen vom Reaktor zur Turbine bzw. vom Hilfskessel zur Turbine auf Fremdantrieb umgerüstet, um das Umschalten auf Hilfskesselbetrieb im Gefahrenfall mit Hilfe einer Automatik einfacher und schneller vornehmen zu können.

3.4.2.3. Wartung und Reparatur

Alle größeren Reparaturen und Umbauarbeiten wurden ausschließlich von Werft- und Reparaturbetrieben in der Bundesrepublik Deutschland durchgeführt. Nach den anfänglich häufig erforderlichen Werftliegezeiten wurde ab 1970/71 eine

Werftzeit von 4 bis 5 Wochen je Jahr vorgesehen, während der auch die jährlichen Inspektionen und gegebenenfalls erforderliche Reparaturen am Reaktor vorgenommen werden sollten. Fortan wurden alle Werftarbeiten nur noch bei den Howaldtswerken - Deutsche Werft AG im Werk Ross durchgeführt. Es zeigte sich, daß die Arbeiten mit einem gut eingearbeiteten Spezialistenteam effektiv ausgeführt werden konnten.

Zu den in der Seefahrt typischen Schäden zählt die Korrosion durch Seewasser. So wurden auf dem NS OTTO HAHN schon bald Reparaturen an den seewasserführenden Anlageteilen notwendig. Im Jahre 1970 hatte der für den Hotelbetrieb im Hafen erforderliche Hilfskondensator so häufig Salzeinbrüche, daß eine Neu-berohrung durchgeführt werden mußte. Bei dieser Gelegenheit wurden auch die Zwischenböden entfernt. Danach arbeitete der Kondensator bis zur Außerdienststellung des Schiffes problemlos.

Der Betrieb des Hauptkondensators lief 1970 noch störungsfrei, aber in den folgenden Jahren traten immer häufiger Leckagen und damit Salzeinbrüche auf. Da die Undichtigkeiten im Bereich der Einwalzungen bis hin zum Zwischenboden lagen, wurde der Kondensator im Jahre 1976 mit Rohren aus CuNi30Fe neu be-rohrt und die Zwischenböden entfernt. Zur Korrosionsverhütung wurde dem See-kühlwasser Eisen(II)-sulfat zugegeben. Danach traten keine Leckagen mehr auf.

Die gravierendsten Schäden traten in allen Turbinen auf. Ursache dafür waren einmal der Dampfzustand mit nur 39 K Überhitzung und zum anderen die langen Stillstandszeiten der Turbinen während der Inbetriebnahmezeit.

Während der 1. Inspektion der Hochdruckturbine im September 1972 wurden umfangreiche Schäden festgestellt. Die typischen Erosionen, wie sie auch bei den ersten Satttdampfturbinen von Versuchs-Kernkraftwerken aufgetreten sind, wurden in einigen Turbinenbereichen von starker Korrosion überlagert. Die stärksten Korrosionserscheinungen am Läufer der Hochdruckturbine wurden an den Stufen 2 und 3 festgestellt. Sie erstreckten sich gleichmäßig vom Scheibengrund bis zu den Deckbändern. Von der Stufe 4 an bis zur Stufe 6 nahm die Korrosion stetig ab. Am Turbinengehäuse wurden diverse Auswaschungen oberhalb der Deckbänder, im Bereich der Leitradaufhängungen und an einigen Teil-fugenflächen festgestellt (Bild 26). Zur Reparatur wurde der Läufer im Labyrinthdichtungsbereich mit flammgespritztem Chrom-Nickel-Mangan-Stahl und im

Scheibenbereich mit Molybdän beschichtet. Die dampfberührten Oberflächen des Gehäuses erhielten eine flammgespritzte Molybdänschicht. An Stellen größerer Auswaschungen in der Teilfuge wurden Auftragsschweißungen durchgeführt.

Im Bereich der Radscheiben der Stufen 2 und 3 hatten sich größere Teile der Molybdänbeschichtung gelöst, und am Turbinengehäuse waren die Schutzschichten aus Molybdän in größerem Umfang hinterwaschen und zerstört (Bild 27). Zur Reparatur wurden die stehengebliebenen Molybdänschichten entfernt, neue Schichten aufgespritzt und dann mit Natriumsilicat versiegelt. Größere Auswaschungen an den Zwischenböden wurden durch eine Elektroschweißung aufgefüllt.

Während des 2. Brennelementwechsels Anfang 1976 erfolgte die nächste Inspektion der Turbinenanlagen. Das Ausmaß der abgeplatzten Labyrinthnuten-Spritzschichten, die von lose aufliegenden Teilstücken bis zur Halbringgröße in Umfangsrichtung und in Breiten von etwa 30 mm vorgefunden wurden, hätte zum Ausfall der Hochdruckturbine führen können.

Wie bereits 1972 war die Korrosion im Bereich der Stufen 2 und 4 besonders groß. Die aufgespritzten Metallschichten waren am Hochdruckläufer durch Unterrostung abgeplatzt. Die Beschaufelung der Stufe 6 hatte dadurch Schaden erlitten und mußte erneuert werden. Auch im Gehäuseteil hatten sich die aufgespritzten Molybdänschichten im Bereich der Stufen 2 und 3 teilweise gelöst und waren bei den folgenden Stufen in zunehmendem Maße von der Teilfuge ausgehend stark hinterwaschen. Diese Schäden sind typisch naßdampfspezifischer Art und zeigten die in den Jahren 1972 und 1974 beobachtete Tendenz. Zusammenfassend ist festzustellen, daß die Reparaturen mittels Flammgespritzen und Versiegelung nicht zum gewünschten Erfolg geführt haben.

Danach wurde der Hochdruckläufer glattgedreht. Von einer Beschichtung wurde abgesehen, da man eine wesentliche Verbesserung des Korrosionsverhaltens durch ein geändertes Entwässerungssystem erhoffte. Die Labyrinthdichtungen wurden so geändert, daß im glattgedrehten Läufer Dichtungsbleche eingestemmt und dafür die Dichtungssegmente mit Nuten versehen wurden. Die Schaufeln der Stufen 2, 3 und 6 wurden erneuert und anschließend verchromt. Am Gehäuse wurde eine ganzflächige Auftragsschweißung durchgeführt, die sich bis in die durchgehenden Flächen der Teilfuge erstreckte.

Während einer kurzen Werftliegezeit im Juni 1977 wurde die Hochdruckturbine erneut aufgedeckelt. Der Zustand der gesamten Turbine erwies sich als zufriedenstellend.

Nach Beendigung der Betriebsphase des NS OTTO HAHN wurde die Hochdruckturbine im Juli 1979 noch einmal zu einer abschließenden Inspektion aufgenommen. Die hierbei festgestellten Schäden ergaben, daß für einen weiteren Einsatz umfangreiche Reparaturen und die Erneuerung des Läufers fällig geworden wären.

Im Rahmen der Inspektionen während des 1. Brennelementwechsels 1972/73 wurden auch beide Turbogeneratoren aufgenommen. Sie hatten zu diesem Zeitpunkt im Vergleich zur Hauptturbine fast die doppelte Anzahl an Betriebsstunden erreicht, aber die Korrosionsschäden an ihnen waren erheblich geringer als bei der Hauptturbine. Unter anderem waren am Turbogenerator I die Düsen der 1. und 2. Ventilgruppe des Turbogehäuses, die Umkehrschaufeln des C-Rades im Bereich dieser Düsen sowie das Labyrinthprofil der hinteren inneren Stopfbuchse stark ausgewaschen (Bild 28). Zur Reparatur wurden am Läufer die Lagerzapfen und Drucklagerscheiben nachgedreht, die Labyrinthbleche von Stopfbuchsen und Ausgleichkolben ausgestochen, dazu neue Dichtbleche eingestemmt und nachgedreht. Aus dem Gehäuseoberteil wurde der Düsensegmentring ausgedreht und erneuert. Das Umkehrsegment der C-Radstufe sowie die erste Leit-schaufelreihe wurden entschaufelt, die Auswaschungen durch Auftragsschweißung beseitigt und neue Schaufeln montiert (Bild 29).

Die Untersuchung des Turbogenerators II ergab ähnliche Befunde wie beim Turbogenerator I, so daß auch die Reparaturmaßnahmen die gleichen waren.

Im Rahmen der Klassifikationsarbeiten wurde der Turbogenerator I im Juni 1977 erneut aufgedeckelt, wobei wieder die gleichen spezifischen Schäden festgestellt wurden. Zur Reparatur gehörten eine gründliche Reinigung der Beschau-felung sowie die Erneuerung des Düsensegmentkastens. Die Betriebserlaubnis durch die Klassifikationsgesellschaften wurden auf die Zeit bis zum nächsten Brennelementwechsel befristet. Bei Weiterbetrieb über diese Zeit hinaus hätte ein neuer Läufer eingebaut werden müssen.

Der von der Bauwerft vorgesehene 4flügelige Propeller zeigte kein befriedi-gendes Betriebsverhalten. Die Schwingungen in bestimmten Drehzahlbereichen

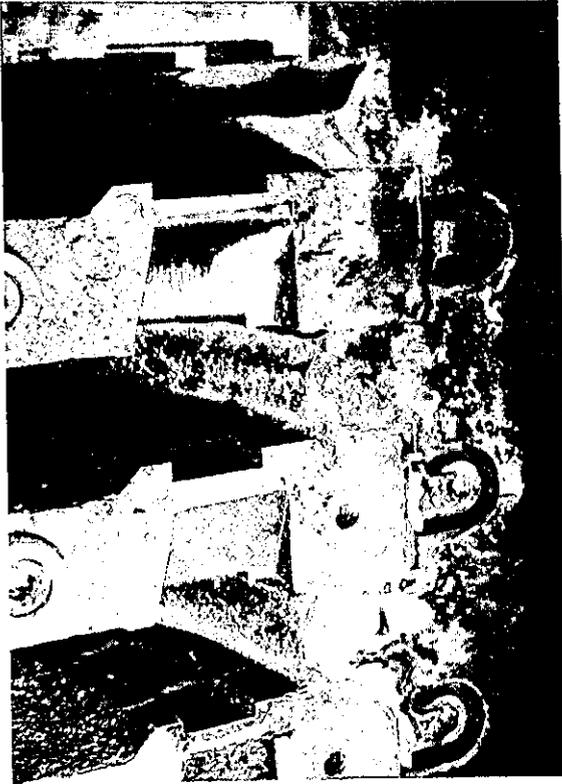


Bild 26: Auswaschungen an der Hauptturbine (Stufen 3 bis 5)



Bild 27: Abgeplatzte Molybdän-schicht zwischen den Stufen 1 und 2 der Hauptturbine



Bild 28: Auswaschungen am Umlenksegment des C-Rades der Generatorturbine

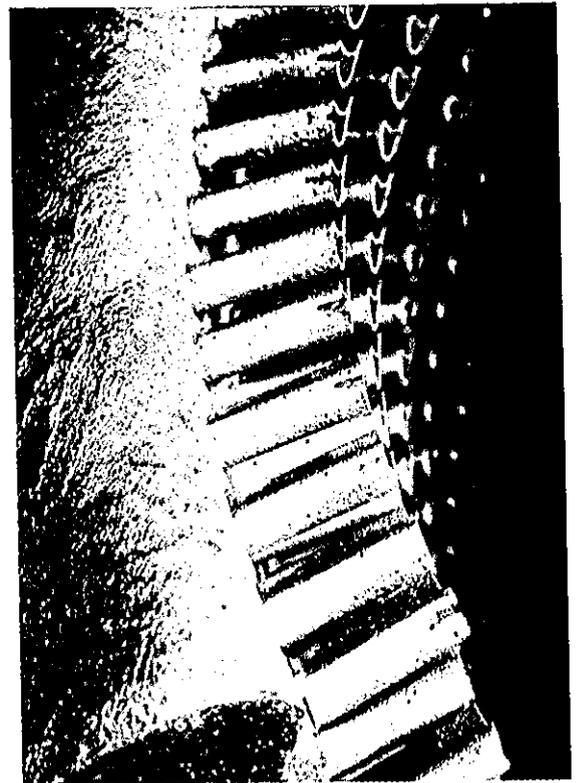


Bild 29: Auswaschungen im Bereich der Leitschaufeln der Stufengruppe der Generatorturbine

waren teilweise so stark, daß auf der Kommandobrücke Geräte aus ihren Halterungen gerissen wurden.

Der im Frühjahr 1971 montierte 6flügelige Propeller brachte eine wesentliche Verbesserung im Schwingungsverhalten. Die störenden Schwankungen im Drehmoment und Schub sowie die dadurch bewirkten Vibrationen in der Wellenleitung und im Schiffskörper waren kaum noch spürbar.

3.4.2.4. Inspektionen

Die Zeit zur Erneuerung der Klasse beträgt 4 Jahre, durch die Einstufung als Fahrgastschiff ist aber eine jährliche Besichtigung im Dock erforderlich. Der Umfang der Besichtigung entspricht den Vorschriften der Klassifikationsgesellschaften, den Bestimmungen der Internationalen Konferenz zum Schutze des menschlichen Lebens auf See (SOLAS), den Vorschriften der See-Berufs-Genossenschaft sowie - hinsichtlich der sicherheitstechnischen Beaufsichtigung der Hilfskessel - den Vorschriften des Kesselaufsichtsamtes des Amtes für Arbeitsschutz.

Die erste Klassenerneuerungsbesichtigung fand 1972/73 während der Zeit des Brennelementwechsels statt. Besichtigt wurden Schiffskörper mit Einrichtungen, Haupt- und Vortriebsanlage, Hilfsmaschinen stichprobenweise, Hilfskessel, Behälter und Apparate unter Druck sowie stichprobenweise auch Dampfleitungen. Alle Anlagenteile wurden bis auf die Hochdruck-Turbine als in Ordnung befunden.

Die zweite Klassenerneuerungsbesichtigung im Jahre 1977, die umfangreicher als die erste war, ergab außer den bekannten Turbinenschäden keine wesentlichen Mängel.

3.4.2.5. Chemie des Sekundärkreislaufs

Das Sekundärsystem ging im II. Quartal des Jahres 1976 nach dem Brennelementwechsel abschnittsweise in Betrieb. Die Trommeln und Rohre der Hilfskessel wurden durch Auskochen gereinigt, und das ganze Dampfrohr-Leitungssystem wur-

de abschnittsweise gebeizt, passiviert und gespült. Nach der Inbetriebnahme wurde der Sekundärkreislauf mit einer 1%igen Hydrazinlösung alkalisiert. Die pH-Werte schwankten wegen der ständigen In- und Außerbetriebnahme zwischen pH 6,5 bis 8,5 stark. Aus diesem Grund konnten sich lange Zeit in den entsprechenden Rohrleitungen auch keine Magnetitschichten aufbauen, so daß im Kreislauf sehr viel Eisenoxid bewegt wurde.

Eine "neutrale Fahrweise", d.h. eine Fahrweise ohne Zugabe alkalisierender Zusätze, war wegen des verwendeten Dampferzeugermaterials Inconel 600 nicht möglich, eine Konditionierung mit Phosphaten wegen der Konstruktion des Dampferzeugers (kein abschlämbarer Rohrboden) nicht ratsam. Zudem treten unter Ablagerungen hohe Natronlaugekonzentrationen auf, und die ständigen Lastwechsel lassen in der Praxis die Einhaltung eines definierten Natrium/Phosphat-Verhältnisses nicht zu. Deshalb wurde die Konditionierung mit flüchtigem Alkalisierungsmittel beibehalten. Sie hat sich letztlich auch bewährt.

Da durch die häufig wechselnden Betriebszustände größere Mengen Eisenoxid im Kreislauf transportiert wurden, die sich zum Teil auch im Dampferzeuger ablagerten, hat sich der Spüleffekt, der zwangsläufig beim Aufheizen des kalten Reaktors auftritt, bewährt. Weitere Maßnahmen waren: häufiges Abschlänmen der Kessel, des Entgasers sowie ggfs. des Kondensatsammeltanks und der Dampftrockner. In der Speisewasserleitung hinter dem Hauptkondensator wurden zeitweilig Filter im By-pass mit beaufschlagt.

Erschwerend für die Einstellung einer guten Wasserqualität wirkten sich anfangs die häufigen Leckagen des Hilfskondensators aus. Dadurch wurden hohe Leitfähigkeiten und - damit verbunden - hohe Chloridkonzentrationen gemessen.

Auch in den Hauptkondensator wurden zunehmend Seewassereinbrüche festgestellt. Deshalb wurde er 1976 während des Brennelementwechsels neu berohrt. Von den 4220 Rohren waren bereits 120 Rohre wegen vermuteter und erwiesener Leckagen dichtgesetzt worden.

Als Maßnahme gegen leichte Seewassereinbrüche wurden Sägespäne dem Seekühlwasser zugesetzt, was auch oft den gewünschten Erfolg brachte. In anderen Fällen mußte ständig frisches Destillat zugegeben werden, das gleichzeitig mit Hydrazinhydrat hinter dem Entgaser alkalisiert wurde.

Die praktikabelste Lösung der Lecksuche auf See war, beide Rohrböden seewasserseitig mit Teppichschaum einzusprühen bei gleichzeitigem Vakuum im Kondensator. Große und mittlere Leckagen konnten dadurch eindeutig und relativ rasch identifiziert werden, Feinstleckagen jedoch nicht.

Problematisch waren die Eisen- und Chloridkonzentrationen in den Hilfskesseln, die bei dem intermittierenden Betrieb nur über den Sekundärkreislauf konditioniert werden konnten. Die Möglichkeit einer effizienten Stillstandskonservierung war nicht gegeben.

Eine erneute Beizung des Backbordkessels im Juni 1972 wirkte sich in den darauffolgenden Jahren positiv aus. Die Korrosionsproduktkonzentrationen lagen gegenüber dem nicht gebeizten Steuerbordkessel deutlich niedriger.

Für die Regenerierung der Harze in der Wasseraufbereitungsanlage hat es sich als zweckmäßig erwiesen, die dafür benötigte Salzsäure und Natronlauge in DIN-Qualität zu verwenden. Wesentlich verbessert und verkürzt werden konnte der Regeneriervorgang durch Vergrößerung des Bodenaublaufs, so daß mit der dreifachen Menge des max. Arbeitsdurchsatzes gespült werden konnte. Die Standzeit der Filter schwankte zwischen 200 und 1000 h; sie war von der Qualität der Destillate aus den Tanks abhängig.

Um die Empfindlichkeit der Leitfähigkeitsanzeigen zu erhöhen, wurde ihnen ein Kationenaustauscher vorgeschaltet. Da es sich bei einigen Betriebszuständen als besonders wichtig erwiesen hat, zuverlässige Anzeigen im Meßbereich zu erhalten, wurden 1976 Harze eingesetzt, die sich bei Erschöpfung von Gelb in Rot verfärben. Dadurch war das Maschinenpersonal in der Lage, optisch festzustellen, ob der Ionenaustauscher zuverlässig arbeitete.

Die Wirksamkeit des Entgasers (Arbeitsdruck 2,8 bis 3,0 bar) wurde anhand des Sauerstoffgehaltes überprüft. Im allgemeinen wurden Werte um 0,05 ppm O₂ gemessen, die auch an anderen Stellen im Kreislauf wiederkehrten. Lediglich im Schwachlastbereich und bei Turbinenstillstand wurden höhere Werte an der Meßstelle Hauptkondensator gemessen.

In der Trinkwasseraufbereitung wurde die Desinfektion mit Natriumhypochlorit (Chlorbleichlauge) zugunsten einer UV-Entkeimung aufgegeben. Der Aufhärtungsfilter lieferte ein Trinkwasser mit einer zu geringen Leitfähigkeit.

3.5. Genehmigungserfahrungen und sicherheitstechnische Weiterentwicklung

3.5.1. Bau- und Inbetriebnahmegenehmigung

Die Errichtung und der Betrieb einer Reaktoranlage auf dem NS OTTO HAHN erforderten eine Genehmigung nach dem Atomgesetz, wobei das Genehmigungsverfahren entsprechend den Bestimmungen der Atomanlagenverordnung durchgeführt werden mußte.

Die Bereederung des NS OTTO HAHN war von Anfang an durch die GKSS vorgesehen. Damit sollte sichergestellt werden, daß die Erfahrungen aus dem Betrieb des Schiffes sowie dem Forschungs- und Entwicklungsprogramm aufgrund der gemeinnützigen Zielsetzung der GKSS allen interessierten Reedereien zugänglich gemacht werden. Als vorgesehener Genehmigungsinhaber stellte die GKSS am 12.12.1963 bei den zuständigen Behörden des Landes Schleswig-Holstein den Antrag auf Genehmigung zur Errichtung der Reaktoranlage in dem bei der Kie-ler Howaldtswerft im Bau befindlichen Schiff.

Als zuständige Behörden des Landes Schleswig-Holstein fungierten das Ministerium für Arbeit, Soziales und Vertriebene und das Ministerium für Wirtschaft und Verkehr gemeinsam. Entsprechend einer internen Vereinbarung wurde die Abwicklung des laufenden Genehmigungsverfahrens durch das erstgenannte Ministerium betrieben, die Genehmigungsurkunde jedoch von beiden Ministerien gemeinsam ausgestellt.

Dem Atomgesetz entsprechend hatte die Genehmigungsbehörde von sich aus alle weiteren Behörden, deren Zuständigkeit berührt wurde, am Verfahren zu beteiligen. In diesem Zusammenhang wurden das Bundesministerium für Wissenschaftliche Forschung und das Bundesministerium für das Gesundheitswesen eingeschaltet, die als oberste Bundesbehörden die Aufsichtspflicht nach dem Atomgesetz wahrzunehmen hatten. Darüber hinaus wurden die zuständigen Behörden der vier Küstenländer in das Genehmigungsverfahren einbezogen. Die vorzeitige Beteiligung der Küstenländer sollte es ermöglichen, aus ihrer Sicht erforderliche Auflagen bereits vor Erteilung der Genehmigung für die Erprobung des Reaktors bekanntzugeben. Damit sollte unter anderem auch sichergestellt werden, daß die später erforderlichen Genehmigungen zum Anlaufen der Häfen in den Küstenländern problemlos erteilt werden konnten.

Die beteiligten Genehmigungsbehörden schalteten Gutachter und Sachverständige für die sicherheitstechnische Beurteilung von Schiff und Reaktoranlage ein.

Für die Genehmigungsbehörden des Landes Schleswig-Holstein wurden der Germanische Lloyd (Schiff und Reaktoranlage) sowie der Technische Überwachungsverein (TÜV) Hamburg e.V. (Reaktoranlage) als Gutachter tätig. Beide Gutachter erhielten am 15.1.1964 durch das Ministerium für Arbeit, Soziales und Vertriebene den Auftrag zur Erstellung eines Gutachtens über die Sicherheit des NS OTTO HAHN. Dieses Gutachten, das auch als Grundlage für die Stellungnahme der Reaktorsicherheitskommission (RSK) dienen sollte, orientierte sich an dem Ende 1962 vorgelegten vorläufigen Sicherheitsbericht und wurde im November 1965 fertiggestellt. Schwerpunkte dieses Gutachtens waren die Beurteilung schiffbaulicher Sicherheitsmaßnahmen (Festigkeit, Stabilität, Seeverhalten, Lecksicherheit, Manövriersicherheit, Kollisionssicherheit, Grundberührung, Feuerschutz u.ä.) sowie die Bewertung der Sicherheit der Reaktoranlage, insbesondere die neutronenphysikalische, thermodynamische und -hydraulische Auslegung, die Störfallanalyse, das Betriebsverhalten und die Brennelementhandhabung. Durch ein gemeinsames Gutachten des Germanischen Lloyd und des TÜV Hamburg sollte sichergestellt werden, daß wichtige sicherheitstechnische Aspekte, die sich durch die enge Verzahnung von Schiffs- und Reaktorsicherheit ergeben, voll berücksichtigt werden.

Als Sachverständige des Bundesministeriums für Wissenschaftliche Forschung wurden die Reaktorsicherheitskommission und die Vereinigung der Technischen Überwachungsvereine (VdTÜV) tätig. Die Schwerpunkte der sicherheitstechnischen Begutachtung erstreckten sich unter anderem auf:

- Grundsätzliche Fragen, die sich aus der Erstmaligkeit des Projektes ergeben;
- Einhaltung der aus dem Schiffssicherheitsvertrag (SOLAS-Konvention) resultierenden technischen Normen;
- Begutachtung der nuklearen Auslegungsparameter;
- Störfallanalyse;
- sorgfältige und kritische Analysen der Sicherheitsmaßnahmen des amerikanischen NS SAVANNAH im Vergleich mit den vorgesehenen Maßnahmen für das deutsche Kernenergieschiff.

Ein Rückblick in die seinerzeitige Arbeit der Reaktorsicherheitskommission zeigt, daß aktuelle Ereignisse unmittelbar in die Sicherheitsdiskussion einfließen und zu einer Verbesserung des Standes der Technik beitragen. So führten z.B. die seinerzeit gerade in Seeamtsverhandlungen diskutierten Randbedingungen, die zum Kentern des deutschen Frachtschiffes KREMSERTOR geführt hatten, zu einer Vertiefung der Stabilitätsuntersuchungen für das vorgesehene Kernenergieschiff, um den Fall verrutschender Ladung mit größtmöglicher Sicherheit abzudecken.

Als zuständige Behörde für die Erlaubniserteilung zum Betrieb einer Überwachungspflichtigen Kesselanlage wurde gemäß Gewerbeordnung das Amt für Arbeitsschutz der Freien und Hansestadt Hamburg in das Genehmigungsverfahren einbezogen. Im Rahmen der atomrechtlichen Genehmigung wurden außerdem das Institut für Reaktorsicherheit, das Institut für Meß- und Regelungstechnik der Technischen Hochschule München und das Hahn-Meitner-Institut, Berlin, als Gutachter tätig.

Hinsichtlich der Klassifikation des Schiffes wurde neben dem Germanischen Lloyd die Klassifikationsgesellschaft Bureau Veritas eingeschaltet. Die Deutsche Seeberufsgenossenschaft war zuständig für die Erteilung eines Fahrt-erlaubnisscheins, der unter der Voraussetzung der Einhaltung der Bestimmungen der Unfallverhütungsvorschriften ausgestellt wird.

Im Rahmen der technischen Zusammenarbeit mit der Euratomkommission wurde ein aus Mitgliedstaaten besetztes Advisory Panel an der sicherheitstechnischen Beurteilung des NS OTTO HAHN beteiligt. Ein besonderer Schwerpunkt lag hierbei in Analysen zum Betrieb des Schiffes bei Aufenthalt in Häfen und Küstengewässern.

Im Zuge der sicherheitstechnischen Überprüfung von Schiff und Reaktoranlage wurden entsprechend dem Baufortschritt folgende Genehmigungsbescheide erteilt:

- Juni 1966: Einbau des FDR und der dazugehörigen Nebenanlagen;
- Mai 1968: Beladen und Anfahren;
- Okt. 1968: Durchführung nuklearer Probefahrten in der Ostsee;
- Febr. 1969: Durchführung nuklearer Probefahrten allgemein;
- Sept. 1969: Durchführung von Erz- und Ballastfahrten.

3.5.2. Brennelement-Handhabung

Nach etwa vierjähriger Betriebszeit wurde der erste Reaktorkern des NS OTTO HAHN am 4.9.1972 planmäßig zur Durchführung des ersten Brennelementwechsels abgeschaltet. Als Liegeplatz war hierfür der Europakai im Werk Ross der Werft Howaldtswerke Deutsche Werft im Hamburger Hafen vorgesehen. Die Genehmigung wurde dementsprechend beim Amt für Arbeitsschutz der Arbeits- und Sozialbehörde der Freien und Hansestadt Hamburg als zuständiger Genehmigungsbehörde beantragt. Die Aufsichtspflicht gemäß Atomgesetz wurde vom Bundesministerium des Innern wahrgenommen. Als Gutachter wurden der Technische Überwachungsverein Norddeutschland und der Germanische Lloyd für die zuständige Landesbehörde und die Reaktorsicherheitskommission für das Bundesinnenministerium tätig.

Im Rahmen der Brennelemententladung und des Einbaus des zweiten Kerns wurden erforderliche Montage-, Wartungs- und Wiederholungsprüfungsarbeiten durchgeführt. Der Einbau des zweiten Kerns war aufgrund der vorgenommenen Änderungen am Konzept von der Genehmigungsbehörde als wesentliche Änderung des genehmigten Zustandes der Reaktoranlage und ihres Betriebes klassifiziert worden und erforderte daher gemäß § 7 des Atomgesetzes eine gesonderte atomrechtliche Genehmigung.

Auf der Grundlage der im Sicherheitsbericht vorgelegten Konzeptionen zum Standort, zur Komponentenhandhabung, zum Handhabungsablauf, zum Strahlenschutz und zur Störfallvorsorge wurde die Genehmigung für den Brennelementwechsel erteilt, der dann reibungslos verlief.

Nach Erreichen des Zielabbrandes der zentralen Brennelementgruppe des zweiten Kerns wurde die Reaktoranlage am 20.12.1975 planmäßig für den nächsten Brennelementwechsel abgeschaltet. Als Liegeplatz für das Umladen der Brennelemente diente wiederum der Europakai im Hamburger Hafen. Die Genehmigung für den Brennelementwechsel wurde vom Hamburger Amt für Arbeitsschutz auf der Basis des vorgelegten Sicherheitsberichtes für das Umladen des zweiten Kerns und das Wiederanfahren der Reaktoranlage und eines hierzu erstellten Gutachtens durch den Technischen Überwachungsverein Norddeutschland e.V. erteilt. Vor Ablauf der Betriebszeit des zweiten Zyklus des zweiten Kerns wurde im Herbst 1978 des Genehmigungsverfahren für die dritte Brennelementhand-

habung, die das Ausladen des zweiten Kerns aus der Reaktoranlage betraf, mit der Vorlage des Sicherheitsberichtes eingeleitet. Die Genehmigungsbehörde beauftragte den Technischen Überwachungsverein Norddeutschland und den Germanischen Lloyd mit der Ausarbeitung gutachterlicher Stellungnahmen.

Die planmäßige Abschaltung der Reaktoranlage erfolgte am 22.2.1979. Nach Vorlage der Genehmigung wurden die Brennelemente aus dem Reaktordruckbehälter in das Servicebecken umgeladen, von wo aus der Abtransport einzelner Brennelemente zur Wiederaufarbeitung bzw. zur Durchführung von Nachuntersuchungen vorgenommen wurde. Der Abtransport der Brennelemente war bis zum Oktober 1979 abgeschlossen. Von diesem Zeitpunkt an befand sich kein Brennstoff und kein hochradioaktiver Abfall mehr an Bord des Schiffes. Vorbereitende Maßnahmen zur Stilllegung des Schiffes wurden anschließend eingeleitet.

3.5.3. Backfittung-Maßnahmen

Eine wesentliche Zielsetzung der Arbeiten im Rahmen der sicherheitstechnischen Betreuung des Schiffes lag in der ständigen Weiterentwicklung und Verbesserung der Sicherheit von Schiff und Reaktoranlage, die dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik Rechnung trugen. In diesem Zusammenhang durchgeführte Maßnahmen erstreckten sich auf den theoretisch analytischen, den baulichen und den administrativen Bereich. Die Ergebnisse zahlreicher Forschungs- und Entwicklungsprogramme haben unabhängig davon zu einer erhöhten Transparenz und besseren Kenntnis von sicherheitstechnischen Randbedingungen der Anlage beigetragen.

Bereits im Jahre 1970 wurden Ablauf und Auswirkungen von Kühlmittelverluststörfällen am FDR unter Anwendung fortgeschrittener Rechenmodelle neu analysiert. Die Ergebnisse bestätigten, daß der Auslegung entsprechender Sicherheitseinrichtungen konservative Annahmen zugrundegelegt worden waren. Eine Zuverlässigkeitsanalyse für das Berieselungssystem als Teil des Notnachwärm-Abfuhrsystems rundete diese Untersuchungen ab.

Im Zuge des Brennelementwechsels 1972/73 wurden folgende sicherheitstechnisch bedeutsamen Änderungen bzw. Ergänzungen der Reaktoranlage vorgenommen:

- Erweiterung des Kernnotkühlsystems um einen weiteren Einspeisestrang;
- Einbau einer redundanten elektrischen Energieversorgung für die Nachkühl-einrichtungen;
- Erweiterung des Berieselungssystems um eine weitere Einspeiseleitung;
- Erweiterung des Borsäure-Zugabesystems zwecks Verbesserung der Verfügbarkeit des zweiten Abschaltsystems.

Zu den Maßnahmen für eine verbesserte Beurteilung der Integrität der primärdruckführenden Umschließung gehörten zusätzliche Spannungsanalysen und die Einleitung eines Werkstoffuntersuchungsprogrammes, insbesondere hinsichtlich ggf. vorhandener Anfälligkeit zu Nebennahtrissen in der Wärmeeinflußzone der Schweißnähte. Hierzu wurde von der Genehmigungsbehörde ein Gutachten beim Technischen Überwachungsverein Norddeutschland angefordert und ein detailliertes Untersuchungsprogramm initiiert. Eine in diesem Zusammenhang vorgenommene Druckprobe am Primärsystem erfolgte mit Rücksicht auf die neueingesetzten Brennstäbe (ohne Spaltgasinnendruck) bei einem reduzierten Probedruck von 65,5 bar. Dieser Wert wurde zunächst bis auf weiteres als 1,3facher Auslegungsdruk des Primärsystems beibehalten, wodurch sich der Betriebsdruck der Anlage auf 55 bar reduzierte. Die Genehmigung für den Weiterbetrieb der Anlage wurde im März 1973 zunächst für einen befristeten Probetrieb erteilt, wobei als Voraussetzung für die Aufnahme des uneingeschränkten Betriebes das Vorliegen der Ergebnisse der zuvor erwähnten Untersuchungen zum Werkstoffverhalten angesehen wurde. Zur Erhöhung der Sicherheit beim Sinken des Schiffes im flachen Wasser wurde ein zusätzliches Notflutsystem für die Flutung des Sicherheitsbehälters und des Sicherheitsbehälterraumes bei Sinktiefen von weniger als 37 m Wassertiefe installiert.

Zusätzliche administrative Maßnahmen erstreckten sich hauptsächlich auf Ergänzungen der Betriebsordnung, erweiterte Wiederholungsprüfungs-, Inspektions- und Wartungsmaßnahmen, auf den Ausbau des Programms zur Ausbildung und Weiterbildung des Personals sowie auf den erweiterten Schutz des Schiffes und der Reaktoranlage gegen Einwirkungen Dritter.

Zur Vorbereitung des Brennelementwechsels 1975/76 wurde das sicherheitstechnische Konzept für die Brennelementhandhabung weiter verbessert. Wesentlich waren das Einrichten von Arbeitsdomen auf den Lukendeckeln von Sicherheitsbehälter- und Servicebeckenraum, wodurch sämtliche Handhabungsvorgänge mit

Brennelementen innerhalb eines strukturell abgegrenzten Kontrollbereiches erfolgten, sowie eine Ertüchtigung des Bordkranes entsprechend den Anforderungen zwischenzeitlich verbindlich gewordener kerntechnischer Regeln. Die im Sommer 1976 erteilte Genehmigung für die Fortsetzung des Betriebs der Reaktoranlage bis 1982 war unter anderem mit den Auflagen verbunden, die Anlage weiterhin mit dem bereits zuvor abgesenkten Primärsystemdruck zu betreiben.

3.5.4. Leitlinienvergleich

Im Jahre 1976 wurde die GKSS beauftragt, den sicherheitstechnischen Stand der Reaktoranlage des NS OTTO HAHN mit den für stationäre Druckwasserreaktoren geltenden RSK-Leitlinien zu vergleichen. Diese Arbeiten lösten eine umfassende sicherheitstechnische Bestandsaufnahme für den FDR aus, wobei reaktortyp- und schiffsanlagenspezifische Abweichungen sowie Abweichungen aufgrund des zwischenzeitlich fortgeschrittenen Standes der Technik zunächst erfaßt und bewertet wurden.

Der Leitlinienvergleich wurde im Frühjahr 1977 vorgelegt und auch in der folgenden Zeit ständig ergänzt bzw. auf den neuesten Stand gebracht. Die Ergebnisse zeigten, daß

- einige der Leitlinien aufgrund ihres Bezugs auf ortsfeste Anlagen nicht auf Schiffsanlagen anwendbar sind;
- der überwiegende Teil der Leitlinien anwendbar und entweder erfüllt oder durch Realisierung zusätzlicher Maßnahmen zumindest sinngemäß erfüllbar ist;
- einige Leitlinien jedoch mit technischen Maßnahmen bei vertretbarem Aufwand und in angemessener Zeit nicht erfüllt werden können.

Zusammen mit den durch die Genehmigungsbehörde in Auftrag gegebenen gutachterlichen Stellungnahmen des TÜV Norddeutschland und des Germanischen Lloyd sowie einem Gutachten für den Reaktordruckbehälter des FDR wurde der Leitlinienvergleich in der RSK, im RSK-Ad-hoc-Ausschuß OTTO HAHN und im RSK-Unterausschuß Reaktordruckbehälter beraten. Als Folge des Beratungsprozesses wurden etliche bauliche und administrative Ertüchtigungsmaßnahmen realisiert, u.a.:

- Entmaschung der Notkühlstränge;
- Fernbedienung zur Auslösung des Borsäure-Zugabesystems;
- räumlich redundante Auslösemöglichkeit für das Reaktor-Schnellabschaltssystem;
- Schaffung zusätzlicher Doppelabsperrungen am Sicherheitsbehälter;
- Verbesserung der Redundanz der Abluftaktivitäts-Meßstellen;
- Schaffung einer redundanten Medienversorgung im Bereich der Druckluftreserve;
- Einbau einer Kleinstleckdetektion im Bereich der unteren Isolierung des Reaktordruckbehälters zwecks Überwachung seiner Integrität;
- Erhöhung der Kapazität der Reserve- und Notsteuer-Luftversorgung;
- Einbau einer separaten Lüftungsanlage für den Strahlenschutz-Sammelraum;
- Installation eines Störstellendruckers zwecks Dokumentation sicherheitstechnisch relevanter Prozeßvariabler.

Auf administrativer Ebene wurde eine Störfallrolle mit Anweisungen zur Durchführung eines regelmäßigen Störfalltrainings sowie ein Störfallbetriebshandbuch als Ergänzung zur Sicherheitsrolle und zu den Normalbetriebsanweisungen erstellt.

Eingehendere Untersuchungen betrafen u.a.:

- Vorschläge für das Nachrüsten des Reaktorschutzsystems;
- einen Konzeptvorschlag zur Erhöhung der Redundanz des Noteinspeisestutzens;
- Fragestellungen zur Wasserstoffbildung nach einem Kühlmittelverluststörfall.

Hierzu gegebenenfalls erforderlich werdende Ertüchtigungsmaßnahmen mußten in einem breiten zeitlichen Rahmen vorbereitet werden.

In ihrem vorläufig abschließenden Beratungsergebnis führte die RSK im Oktober 1977 aus, daß gegen den Weiterbetrieb des Schiffes keine sicherheitstechnischen Bedenken bestehen.

In weiterer Verfolgung laufender Untersuchungen zu eventuell mittelfristig durchzuführenden Ertüchtigungsmaßnahmen sollten im Rahmen des nächsten Brennelementwechselermins erneut in der RSK beraten werden.

Die in der Folgezeit aus Wirtschaftlichkeitsgründen eingeleitete Stilllegung des Schiffes erübrigte die Fortführung dieser Diskussionen.

3.5.5. Hafenanlaufgenehmigungen

Als Voraussetzung für den Anlauf ausländischer Häfen durch Kernenergieschiffe sind internationale Regelungen bezüglich der Maßnahmen zur Verhinderung nuklearer Schäden (Sicherheit und Strahlenschutz) und zur Frage der Haftung im Schadensfall erforderlich.

Zur Zeit der Inbetriebnahme des NS OTTO HAHN waren Fragen der Reaktorschiffssicherheit international im Rahmen des 1960 abgeschlossenen internationalen Übereinkommens zum Schutze des menschlichen Lebens auf See (SOLAS) vereinbart worden. Spezielle Belange der Sicherheit in Zusammenhang mit dem Hafenanlauf von Kernenergieschiffen wurden im Rahmen von Empfehlungen der International Atomic Energy Agency (IAEA) und der Intergovernmental Maritime Consultative Organisation (IMCO) 1968 vorgelegt.

Hinsichtlich der Regelung von Haftungsfragen war zwar auf der Seerechtskonferenz in Brüssel 1962 ein Übereinkommen über die Haftung der Inhaber von Reaktorschiffen abgeschlossen worden, das jedoch nur von einer begrenzten Zahl von Staaten ratifiziert worden war und daher bis auf weiteres nicht in Kraft treten konnte.

Aus dieser Situation resultierte für das NS OTTO HAHN die Notwendigkeit, den Hafenanlauf in anderen Ländern auf dem Wege bilateraler Verhandlungen und Abkommen zu eröffnen. In der Praxis gestaltete sich die Abwicklung dieses Verfahrens größtenteils als relativ aufwendig und langdauernd, denn neben der zu vereinbarenden Regelung zur Haftung waren oftmals auch im sicherheitstechnischen Bereich ergänzende Diskussionen erforderlich, die den durch das SOLAS-Übereinkommen vorgegebenen Rahmen zum Teil erheblich überschritten.

Während auf ausländischer Seite jeweils die zuständigen Behörden auf Regierungsebene und lokaler Ebene Verhandlungspartner waren, wurden auf deutscher Seite die Verhandlungen von Vertretern des Bundesministeriums für Forschung und Technologie, des Bundesverkehrsministeriums, des Bundesministeri-

ums für Justiz, des Bundesministeriums des Innern und der GKSS geführt. Einige Details der im Rahmen der Verhandlungen geführten sicherheitstechnischen Diskussionen sollen die seinerzeit aktuellen Probleme beleuchten. Als einflußreich auf den Ablauf der technischen Hafenanlaufverhandlungen erwies sich erwartungsgemäß der in dem jeweiligen Land vorhandene Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Reaktortechnologie und -sicherheit. So war oft allein das Vorhandensein des Sicherheitszertifikates, das für das NS OTTO HAHN die Erfüllung der Vorschriften der SOLAS-Konvention von 1960 bescheinigte, für die Erteilung der technischen Anlaufgenehmigung ausreichend. In anderen Fällen ergaben sich jedoch langdauernde Verhandlungen, z. B. dann, wenn nationale Sicherheitsvorschriften, die auf ganz andere Reaktorkonzepte als auf LWR-Konzepte zugeschnitten waren, als Rahmen für die Beurteilung der Sicherheit des NS OTTO HAHN herangezogen wurden. So bedurfte es längere Zeit, um die Anlaufgenehmigung für kanadische Häfen zu erwirken. Kanada besitzt für seinen CANDU-Typ-Reaktor (schwerwassermoderierter Druckröhrenreaktor) ein abweichendes Sicherheitskonzept. Sicherheitskriterien für die Beurteilung von Leichtwasserreaktoren waren auf kanadischer Seite nur bedingt verfügbar, so daß das den NS OTTO HAHN zugrunde liegende Sicherheitskonzept in einer langwierigen Grundsatzdiskussion verdeutlicht werden mußte.

Die Hafenanlaufverhandlungen mit England waren gekennzeichnet durch eine detaillierte Vor-Ort-Überprüfung der Anlagen und Systeme des Schiffes. Auf einer Kurzreise mit englischen Sachverständigen wurden Funktionsnachweise der wichtigsten Sicherheitseinrichtungen erbracht und insbesondere im Rahmen von Manövrierversuchen Nachweise zur Schiffssicherheit demonstriert.

Ein besonderer Aspekt in den Hafenanlaufverhandlungen mit Norwegen lag in dem Nachweis, daß eine Beeinträchtigung von Fischfanggründen durch reaktorseitige Störfälle als äußerst unwahrscheinlich angesehen werden konnte.

Eine wesentliche Voraussetzung für das erfolgreiche Wirken des NS OTTO HAHN bei der Erschließung ausländischer Häfen war durch die Entwicklung des Hafenanlaufplans gegeben. Diese Unterlage wurde für jeden Hafen individuell erarbeitet und im voraus den zuständigen lokalen Behörden zugänglich gemacht. Dieser Hafenanlaufplan hat die Genehmigungsprozedur insbesondere mit den lokalen Hafenbehörden äußerst praktikabel gestaltet.

3.6. Europäische Zusammenarbeit beim Bau und Betrieb

3.6.1. Zusammenarbeit mit der Europäischen Atomgemeinschaft

Aus der Erwägung heraus, daß die bei Bau, Erprobung und Betrieb des NS OTTO HAHN gewonnenen Erfahrungen und Erkenntnisse für Entwicklungen auf dem Gebiete des Kernenergie-Schiffsantriebes in der Europäischen Gemeinschaft von größter Bedeutung sind, hat sich die Europäische Atomgemeinschaft mit einem Beitrag von 16 Mio. DM an der Finanzierung des Schiffes beteiligt. Als Gegenleistung dafür erhielt sie ausführliche Berichte über den Fortgang der Arbeiten sowie die Möglichkeit, eigenes Personal und Außenstehende, die am Bau und Betrieb der Reaktoranlage beteiligt waren, an Bord des Schiffes abzustellen. Außerdem hatte die Europäische Atomgemeinschaft das Recht, die erworbenen Kenntnisse in der Gemeinschaft vertraulich zu verarbeiten.

Eine Voraussetzung für die finanzielle Beteiligung der Gemeinschaft war, daß bei der Ausschreibung für die Hauptkomponenten der Reaktoranlage Firmen in den Mitgliedsstaaten der Gemeinschaft zur Angebotsabgabe aufgefordert werden. Die Auswahl unter den Angeboten erfolgte nach technischen und wirtschaftlichen Gesichtspunkten unter Würdigung der Leistungsfähigkeit und der einschlägigen Erfahrungen der Anbietenden.

3.6.2. Probleme der Zusammenarbeit

Hinderlich in der Zusammenarbeit waren anfangs die von Land zu Land unterschiedlichen Normen sowie die erheblich voneinander abweichenden Bau- und Abnahmevorschriften. Meistens erkannten die Abnahme- und Klassifikationsgesellschaften nur von ihnen selbst geprüfte und zugelassene Werkstoffe an. Dies bedingte oft kostspielige und langwierige Materialuntersuchungen. Mit zunehmendem Erfahrungsaustausch wuchs jedoch die Bereitschaft der Abnahmeorganisation, Untersuchungsergebnisse wechselseitig anzuerkennen und sich auch personalmäßig gegenseitig zu vertreten.

3.6.3. Erfahrungsaustausch

Außer den Firmen, die direkt am Bau der Reaktoranlage beteiligt waren, haben sich auch andere Unternehmen und Organisationen an Ort und Stelle laufend

über den Fortgang der Arbeiten unterrichtet. Die internationale Verbindungsgruppe für den Kernenergieantrieb von Handelsschiffen, der Vertreter der Kommission der Europäischen Gemeinschaft, verschiedene Institutionen aus der Gemeinschaft sowie Vertragspartner von Euratom angehörten, hatte mehrfach Gelegenheit, ihren Mitgliedern die beim Bau des NS OTTO HAHN gesammelten Erfahrungen zu vermitteln und so zur Nutzung des eingesetzten Kapitals beizutragen. Das NS OTTO HAHN war somit eine allen Interessenten zugängliche Ausgangsbasis für die Weiterentwicklung des Kernenergieantriebs von Handelsschiffen in Europa.

Auf experimentellem Gebiet gab es eine Zusammenarbeit mit der britischen Atomenergiebehörde UKAEA. Von 1973 bis 1977 wurden von ihr zusammen mit der GKSS Messungen von Gasen und Korrosionsprodukten im Primärsystem des Reaktors durchgeführt.

4. Forschungs- und Entwicklungsarbeiten

4.1. Forschungs- und Entwicklungsarbeit zum Bau des NS OTTO HAHN

4.1.1. Kernausslegung und kritische Experimente

4.1.1.1. Kernausslegung

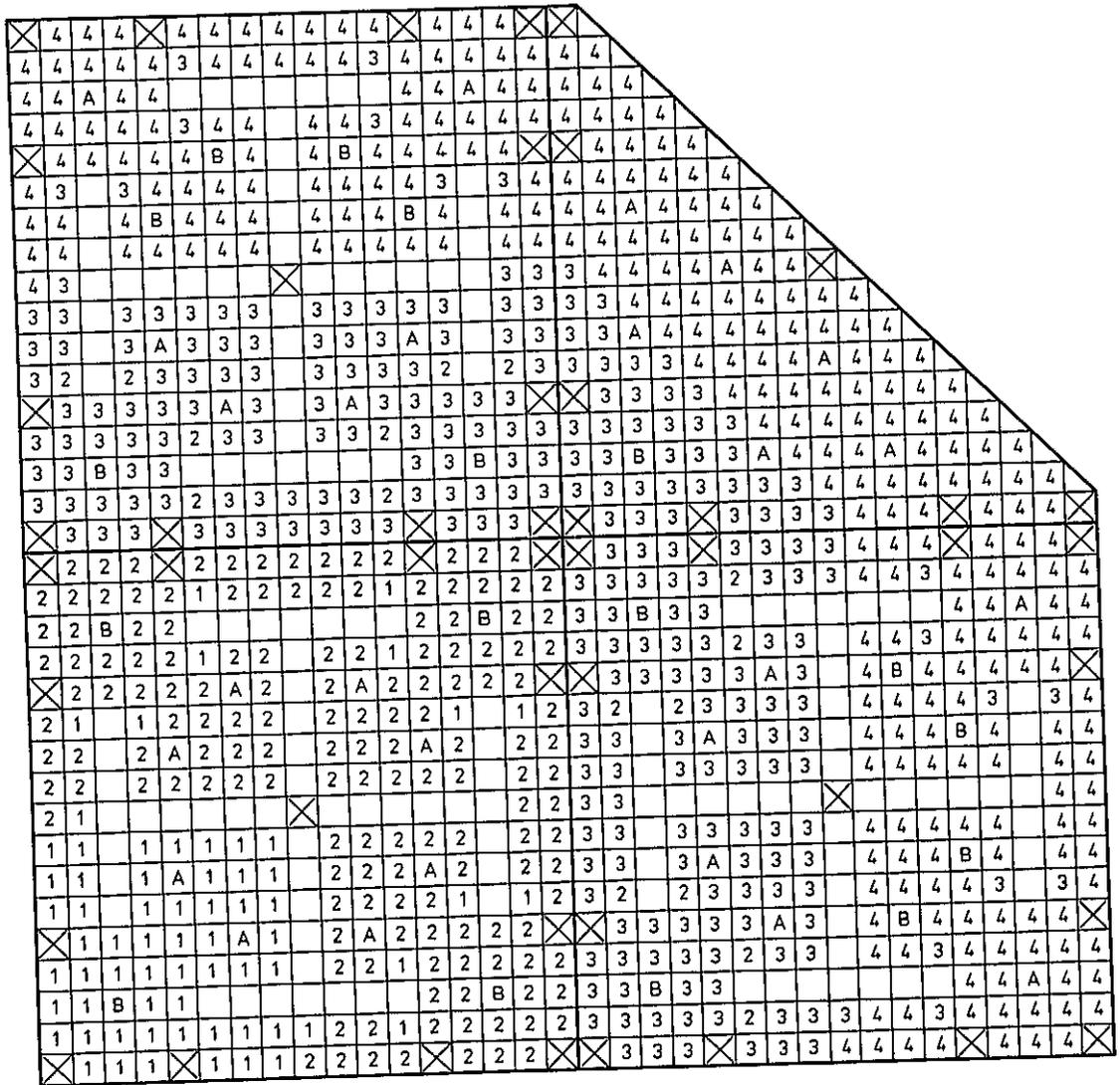
Erster Kern

Schlüsseldatum für die FDR-Ausslegung war die Kühlmittelaustrittstemperatur, die dem Stand der DWR-Technik zur Konstruktionszeit entsprach und aus der sich wegen des Prinzips der Selbstdruckhaltung unmittelbar der Systemdruck ergibt. Dessen geringer Wert legt, wenn der Sekundärkreis nicht unökonomisch aufwendig sein soll, einen kleinen Anlagenwirkungsgrad nahe, woraus die geringe Aufwärmspanne im Kern von nur 11 K folgt.

Die Festlegung von Brennelementquerschnitt und -anzahl wurde maßgeblich durch die Forderung beeinflusst, daß der Reaktor jederzeit bis in den kalten unvergifteten Zustand allein durch das Steuerstabsystem ohne Zuhilfenahme löslicher Neutronengifte abschaltbar sein mußte. Dabei mußte der Ausfall des wirksamsten Steuerelementes zugelassen werden (Stuck-Rod-Problem).

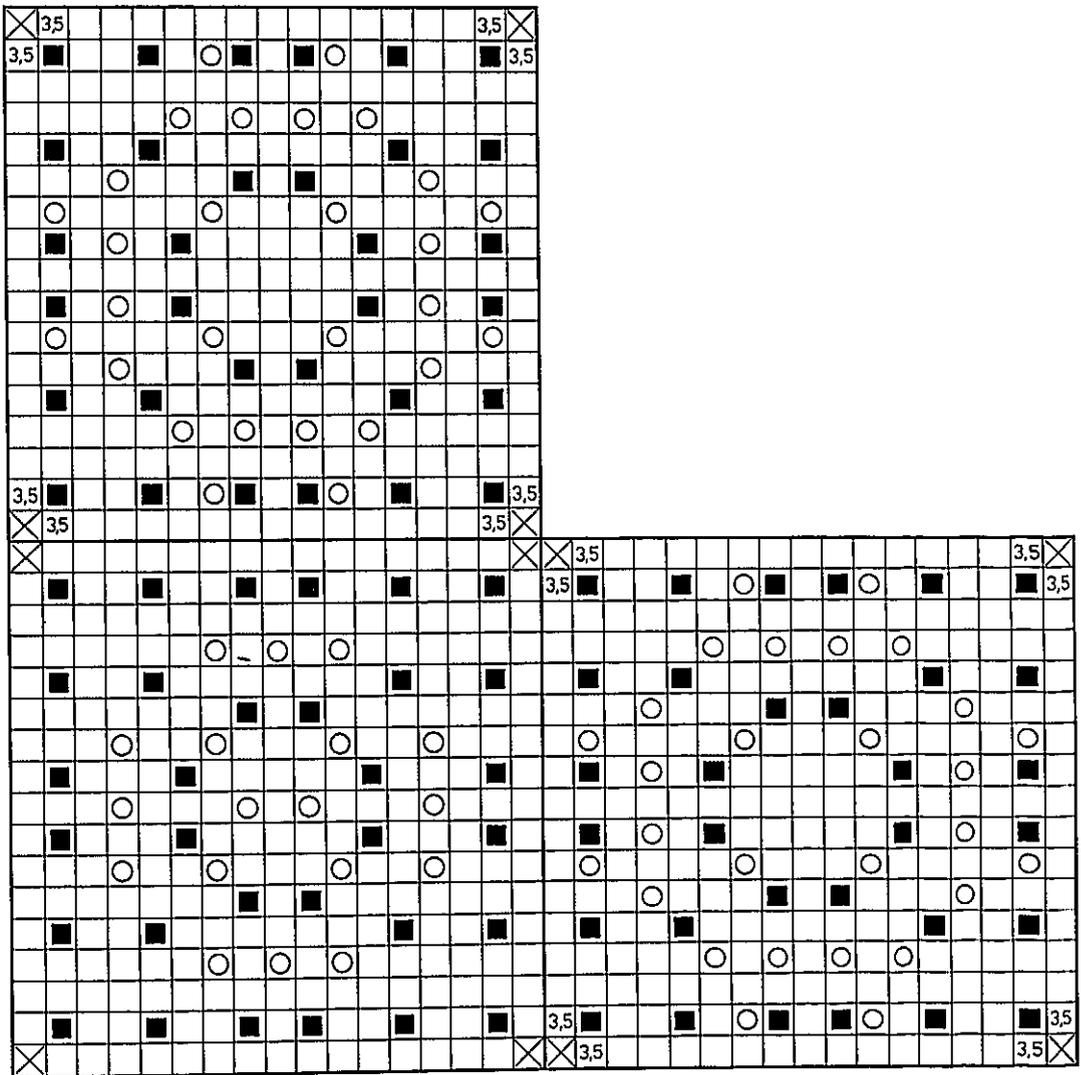
Dies führte zu einer höheren Steuerstabanzahl und paradoxerweise gleichzeitig zu größeren Brennelementkantenlängen als bei stationären Druckwasserreaktoren, da nunmehr der mögliche Minimalabstand von Stützen auf dem Druckbehälterdeckel bzw. die Abmessungen der Antriebskomponenten zur bestimmenden Größe wurden. Die vorgesehene Leistung legte für den ersten Reaktorkern ein Brennelementmuster von 4 x 4 nahe, wobei die Ekelemente zur Erzielung der neutronenökonomisch optimalen Mantelfläche möglichst zu halbieren waren, und alle Vollelemente Steuerstäbe enthielten (Bild 30a und b). Deren Form und Integration ins Brennelement ging bereits über die damals üblichen kreuzförmigen Blattabsorber zwischen Brennelementen hinaus. Die Kernhöhe war passend zum Kernquerschnitt so zu bestimmen, daß die Neutronenleckage dieser Anordnung minimal wurde. Die daraus resultierende geringe Leistungsdichte (siehe Tabelle 10) gestattete einen beträchtlich größeren Brennstabdurchmesser als

erster Kern



- 1 Brennstoff , Anreicherung 2,80 Gew.-%
- 2 Brennstoff , Anreicherung 3,23 Gew.-%
- 3 Brennstoff , Anreicherung 3,90 Gew.-%
- 4 Brennstoff , Anreicherung 4,86 Gew.-%
- A abbrennbares Gift 0,014 g B_{nat}/cm
- B abbrennbares Gift 0,037 g B_{nat}/cm
- Steuerelement B₂C in X4CrNiNb18 9
- X Strukturelement X4CrNiNb18 9

zweiter Kern



- | | | |
|--------------------------|---------------------------------------|---|
| <input type="checkbox"/> | Brennstoff , Anreicherung | $\left\{ \begin{array}{l} 3,50 \text{ Gew.-% innen} \\ 6,62 \text{ Gew.-% außen} \end{array} \right.$ |
| <input type="checkbox"/> | Brennstoff , Sonderanreicherung außen | |
| <input type="checkbox"/> | abbrennbares Gift | 0,033 g B_{nat} /cm |
| <input type="checkbox"/> | Steuerelement | B_4C in X 4CrNiNb 18 9 |
| <input type="checkbox"/> | Strukturelement | Zircalloy -2 |

Bilder 30a (links) und b (rechts): Schema der FDR-Kerne mit Zelltypenverteilung. Dargestellt ist jeweils 1/4 Kern mit einem inneren und zwei äußeren Brennelementen und einem Halbelement beim ersten Kern. Die Experiment- Brennstabkäfte, die sich beim zweiten Kern in der Halbelementposition befinden, sind weggelassen, da ihr Beitrag zur Reaktivitätsbilanz und Energieproduktion vernachlässigbar ist (alle aufgeführten Zelltypen enthalten Wasser)

Tabelle 10: Kerndaten

Kern	äquivalenter Durchmesser in cm	aktive Höhe in cm	mittlere Leistungsdichte in W/cm ³	maximale Stabileistung ¹⁾ in W/cm
erster Kern	116	112	33,8	325
zweiter Kern	105	83	53,1	504

1) technische Sicherheitszuschläge eingeschlossen.

Tabelle 11: Reaktivitäts- und Abbranddaten

Kern	Reaktivität des abgeschalteten Reaktors, kalt, unvergiftet	desgl., ohne wirksamsten Regelstab	Standzeit in Volllasttagen	spez. Abbrand in MWd/kg	Natururan-äquivalent ³⁾ der Kernbeladung in kg	zugehörige Trennarbeitseinheit in kgTAE
erster Kern	0,886	0,987	570	8,32	21 400	15 390
zweiter Kern	0,877	0,950	1 130	14,3/14,2 ¹⁾ 29,1 ²⁾	20 510	15 820

1) Abbrand der 4 inneren Elemente, 1. bzw. 2 Zyklus.

2) Abbrand der 8 äußeren Elemente, Gesamtstandzeit.

3) Abreicherung auf 0,25 Gew.-% ²³⁵U.

den damals DWR-üblichen bei vergleichbarem Verhältnis Moderator zu Brennstoff. Die Makroflußkrümmung wurde durch eine 4fache Zoneneinteilung der Anreicherung geglättet (Bild 30).

Das mittlere Anreicherungs-niveau von ca. 4 % ist das höchste, das mit der oben erwähnten Ausfallbedingung des wirksamsten Steuerstabes verträglich ist; der sich daraus ergebende Abbrand (siehe Tabelle 11) wäre nur durch erhöhten Einsatz abbrennbarer Gifte zu steigern gewesen. Dies war jedoch beim damaligen Stand der Berechnungsmethoden und der einschlägigen Technologie fester abbrennbarer Gifte noch nicht ausreichend zu beherrschen.

Zweiter Kern

In der Konstruktion des zweiten Reaktorkerns wurden in zwei wesentlichen Punkten Änderungen unter Berücksichtigung des Standes der DWR-Technik vorgenommen:

- Die Blattabsorber-Steuerstäbe wurden abgelöst durch Bündel von Einzelstäben, die bei gleicher Wirksamkeit weniger Platz beanspruchen und wegen der gleichmäßigeren Verteilung über den Brennelementquerschnitt den Mikroformfaktor erheblich senken (von 1,25 beim ersten Kern auf 1,14 beim zweiten Kern);
- An Stelle von Stahl wurden Zirkonlegierungen als Hüllrohrmaterial eingesetzt. Die damit verringerte Absorption kam allerdings wegen des extrem kleinen Kerns nur geringfügig zum Tragen.

Für die Auslegung des zweiten Kerns waren neben den thermodynamischen Daten auch die Brennelementquerschnitte vorgegeben; Gitterteilung und Brennstabdurchmesser konnten bei geringfügiger Änderung des letzteren gleichfalls übernommen werden.

Hauptforderung an den neuen Reaktorkern war ein wesentlich höherer Abbrand. Dazu mußte das mittlere Anreicherungs-niveau erhöht und gleichzeitig das vergrößerte Abbrandäquivalent der Reaktivität durch vermehrten Einsatz abbrennbarer Gifte kompensiert werden. Beide Maßnahmen, Erhöhung des Spaltstoff- und des Giftgehaltes im Kern, verringern die Wirksamkeit der Regelstäbe. Diese Tendenz kann lokal durch mehr Stäbe kompensiert werden. Die mögliche Ausdehnung regelstabfreier Bereiche im Kern wird aber kleiner. Die ECKELEMEN-

des ersten Kerns waren in dieser Größe nicht mehr tragbar; der Ausfall des wirksamsten Steuerstabes wäre nicht mehr zu beherrschen gewesen. Dieser Umstand weist darauf hin, daß für Schiffsreaktoren nur Brennelemente mit Steuerstäben tragbar sind.

Wegen der Unsicherheit der Langzeitauslegung wurde ein Zwei-Teilladungskern gewählt, obwohl das Brennelementmuster einer derartigen Einsatzplanung relativ ungünstig ist.

Als Kompromiß wurde der größere Teil des Kerns, die acht äußeren Brennelemente, für einen hohen Abbrand ausgelegt. Die vier inneren Brennelemente sollten nach der halben Standzeit ausgewechselt werden. Trotz der neutronenökonomisch ungünstigeren Mantelfläche des zweiten Kerns wurde die Kernhöhe stark reduziert. Dies geschah, um höhere Leistungsdichten zu erreichen, wie sie dem damaligen Stand der Technik entsprachen (z.B. KKW Obrigheim). Selbst unter diesen nicht idealen Verhältnissen konnte die Brennstoffausnutzung fast verdoppelt werden (siehe Tabelle 11).

4.1.1.2. Kritische Experimente

Die kritischen Experimente für den ersten und zweiten Kern wurden 1967/68 bzw. 1972 in der Geesthachter Anlage für Nulleistungsexperimente (ANEX) durchgeführt. Beim ersten Kern erfolgten Reaktivitätsmessungen und Messungen der thermischen Neutronenflußverteilung, während beim zweiten Kern fast ausschließlich nur Reaktivitätsmessungen als notwendig erachtet wurden. Im einzelnen wurden die folgenden Experimente durchgeführt:

- für den ersten Kern:

Kritisches Experiment, kritische Stabstellungen bei unterschiedlichen Beladungsschritten, Nachweis ausreichender Stuck-Rod-Reserve, symmetrische kritische Stabstellungen bei vollbeladenem Kern, Kalibrierung der Steuerstäbe, Leistungsmessungen nach der Quellenanstiegsmethode, der Rauschanalyse und mit Neutronenflußmessungen, Messungen der Neutronenflußverteilung bei simuliertem Vollastbetrieb, Bestimmung der Überschußreaktivität durch Borsäurevergiftung, Reaktivitätswert von abbrennbaren Neutronengiften und der Temperaturkoeffizient der Reaktivität (als ein Beispiel ist in Bild 31 die Spaltrate für eine Höhe von 32 cm über Kernunterkante wiedergegeben);

- für den zweiten Kern:

Kritisches Experiment, kritische Steuerstabstellungen bei unterschiedlichen Beladungsschritten, kritische Stabstellungen für symmetrische Steuerstabkonfigurationen, Messungen zum Stuck-Rod, Kalibrierung der Steuerstäbe, Temperaturkoeffizient der Reaktivität, Messung der Abschalt- und Überschußreaktivität für verschiedene Beladungsschritte und für verschiedene Betriebszustände, Regelkurven für verschiedene Betriebszustände, Leistungskalibrierungen, einige Messungen der thermischen Neutronenflußverteilung. Die Tabelle 12 zeigt, daß die experimentell ermittelten Reaktivitätswerte für den vollbeladenen Kern gut mit den berechneten übereinstimmen.

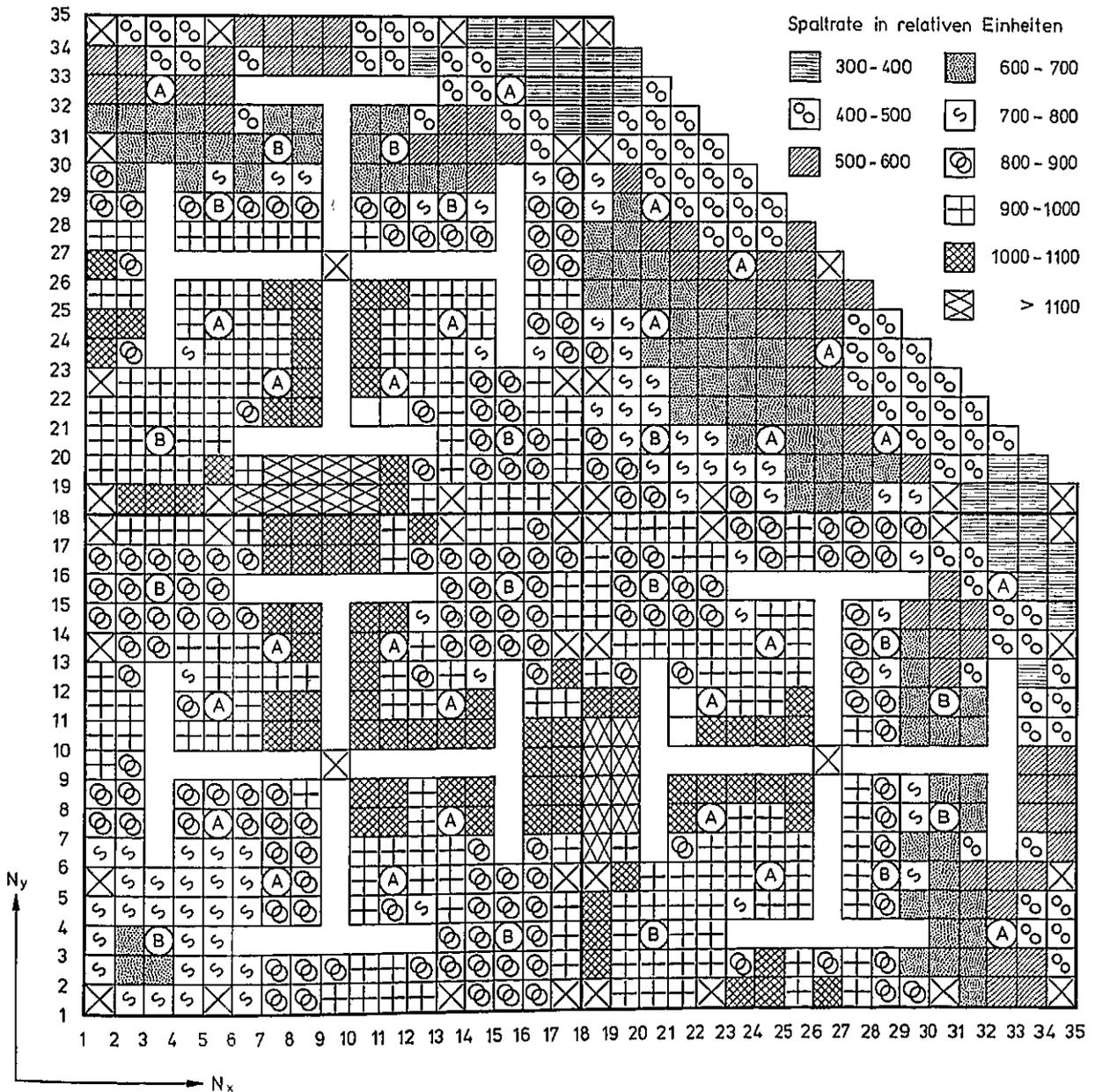


Bild 31: Gemessene Spaltrate für die Höhe Z = 32 cm im ersten Kern

4.1.1.3. Rechenmethoden

Die Berechnung der stationären Verhältnisse des FDR ist durch zwei Besonderheiten gekennzeichnet.

Die erste ist die für einen DWR ungewohnt starke Kopplung von Leistungsverteilung mit Moderatorichte, die von der Selbstdruckhaltung herrührt und die zu aufwendiger Iteration der Neutronendiffusions- und Thermohydraulikrechnungen zwingt.

Die zweite Besonderheit liegt in der Aufteilung der Reaktivität zwischen Regelstäben und abbrennbaren Giften. Ideal wäre die Kontrolle des gesamten Abbrandäquivalents der Reaktivität durch abbrennbare Gifte, so daß nur das Leistungsäquivalent, wie Heiß-Kalt-Unterschied, Blaseneinfluß, Dopplereffekt und ^{135}Xe -Vergiftung für die Regelstäbe übrig bliebe. Jede Abweichung von diesem Idealzustand muß notwendigerweise die Regelstäbe zur Abbrandkontrolle mit heranziehen. Dazu sind diese mit einem größeren Abschaltwert auszustatten, was wiederum das Problem des Regelstabausfalls verschärft.

Zur Genauigkeit der rechnerischen Vorhersage ist anzumerken, daß die kritischen Experimente gut zur rechnerischen Vorhersage paßten. Transport- und Diffusionstheorie konnten von Anfang an angewendet werden, ebenso die Kerndaten des frischen Reaktors. Nicht überprüfbar durch kritische Experimente sind aber thermohydraulische Rückkopplung, Gift- und Brennstoffabbrand sowie Spaltproduktaufbau. Dies kann jedoch anhand der kritischen Regelstabstellungen für definierte Betriebszustände geschehen, vor allem aber durch die Kernlebensdauer. Da sich Fehler in den obengenannten Größen hierbei nicht kompensieren sondern verstärken, kann die Größe "Standzeit" als das wesentliche Kriterium für die Güte der Berechnung von nichttransienten Betriebszuständen des Reaktors angesehen werden.

Die Tabelle 13 ermöglicht einen Vergleich der berechneten mit den tatsächlich erreichten Standzeiten beider Kerne. Zu den Verbesserungen für den zweiten Kern gehört neben der Erneuerung der Kerndatenbibliothek, die sich namentlich bei höheren Abbränden bemerkbar macht, vor allem der Übergang von zwei zu drei Dimensionen bei der Neutronendiffusionsrechnung. Dreidimensionale Verfahren konnten in der Anfangszeit aus Gründen der Rechenzeit und des

Kernspeicherbedarfs nur sporadisch eingesetzt werden, keinesfalls aber in langen Abbrandrechnungen und mit thermohydraulischen Iterationen.

Tabelle 13: Vergleich berechneter und tatsächlich erreichter Standzeit

Kern	Standzeit in Vollasttagen		Differenz in %
	erreicht	berechnet	
erster Kern (1968)	570	500	+ 12,3
zweiter Kern, 1. Zyklus (1972)	1 130	950 ¹⁾	+ 15,9
zweiter Kern, 2. Zyklus (1976/77)		1 150 ¹⁾	- 1,8

¹⁾ Stand bei Inbetriebnahme und zur Zeit des Wechsels der vier inneren Brennelemente.

4.1.2. Brennelemente

4.1.2.1. Brennelementauslegung und -entwicklung

Während der Betriebszeit des NS OTTO HAHN waren nacheinander zwei unterschiedliche Reaktorkerne - der zweite als Umsetzkern - im Einsatz. Der erste Kern wurde im wesentlichen von der INTERATOM GmbH, Bergisch-Gladbach, und deren Lizenzgeber entwickelt und von der GKSS übernommen, während die Entwicklungsarbeiten für den zweiten Kern hauptsächlich bei der GKSS durchgeführt wurden. Die Daten des zweiten Kerns, seiner Brennelemente sowie der Hüllrohre sind in den Tabellen 14 bis 17 wiedergegeben. Zum Vergleich sind die entsprechenden Daten von zwei entwickelten bzw. geplanten Schiffsreaktoren sowie von Reaktoren einiger Kernkraftwerke mit aufgeführt. Die Bilder 32 bis 36 zeigen Einzelheiten des Brennelementes und des Brennstabes sowie die Aufteilung der Versuchsbrennstäbe in den Ekelementen des zweiten Kerns.

Bei der Auslegung und Herstellung von Brennelementen für ein nuklear angetriebenes Schiff sind vor allem zwei wichtige Grundbedingungen zu erfüllen:

- Die Brennelemente eines Schiffsreaktors müssen für Leistungsrampen, Leistungszyklen und Manövrierbetrieb ausgelegt sein, um den Antrieb unter allen Schiffsbedingungen sicherzustellen. In dieser Hinsicht ergibt sich ein wesentlicher Unterschied gegenüber der Brennelemententechnologie der Kernkraftwerke. Diese können ohne nennenswerte Schwierigkeiten für die Gesamtsituation jederzeit abschalten, da deren Energieerzeugung von anderen Kraftwerken übernommen werden kann.
- Ein Abschalten des Reaktors als unmittelbare Folge von Brennelementeschäden muß unter Einbeziehung der möglichen Konsequenzen für Schiff und Reaktor sorgsam abgewogen werden. Weil Leistungsrampen für jeden LWR-Brennstab zu einer starken Beanspruchung führen, ist bei einem Schiffsreaktor die Möglichkeit des Versagens mehrerer Stäbe zur gleichen Zeit größer, da die Leistungsrampen bei Schiffsreaktoren ungleich höher sind als bei Kernkraftwerken. Diese werden im wesentlichen als Grundlastkraftwerke betrieben. Daraus folgt, daß Brennelemente für Schiffsreaktoren auf einem höheren Fertigungsniveau liegen müssen.

Diese Überlegungen führten zu einem Brennelementkonzept, das in einigen wichtigen Punkten von denen der Kernkraftwerke abweicht:

- Infolge der ständigen Relativbewegung zwischen Brennstabhülle und Abstandshalterfeder als Folge von Leistungsänderungen besteht im Kontaktbereich die Gefahr der Reibungskorrosion. Es wurden daher eingehende Untersuchungen vor der Umrüstung des Kerns auf Zircaloyhüllrohre durchgeführt, um zu ermitteln, welche Kontaktdrücke zur Reibungskorrosion führen. Es zeigte sich, daß im Bereich von 1 bis 2 kp und unter den Betriebsbedingungen des Reaktors keine Reibungskorrosion zu erwarten war. Des weiteren wurden drei Federtypen hinsichtlich ihrer Neigung zu Reibungskorrosion untersucht. Es wurde derjenige Federtyp ausgewählt, der bei großen Auslenkungsunterschieden der Feder nur geringe Differenzen im Anpreßdruck zeigte.
- Gegenüber der Hüllrohrbewegung bei Leistungsänderungen ist die Bewegung der Pelletsäule weitaus größer, so daß neben einer äußerst sorgfältigen Spalt- und Dishing-Auslegung vor allem die Endstopfen des Brennstabes gegenüber innerem Überdruck durch die Pelletsäule geschützt werden müssen. Während für den oberen Stopfen eine Feder vorgesehen wurde, wurde im unteren Ende ein Überdruckabsorber eingebaut, der den unteren Endstopfenbe-

Tabelle 14: Daten der Reaktorkerne

Reaktor	Druck im Primärsystem (Austritt) in bar	Temperatur im Primärsystem (Austritt) in °C	Brennstab- längen- leistung max. mittl.		mittlere Wandtem- peratur des Hüllrohres in °C	Abbrand max. mittl. ↓ in MWd/t _J	
			in W/cm				
FDR, zweiter Kern erster Zyklus	55	270	≈ 450	167	≈ 300	≈ 40000	≈ 27000
FDR, zweiter Kern zweiter Zyklus	55	270	≈ 450	167	≈ 300	≈ 40000	≈ 27000
FDR, dritter Kern (entwickelt)	55	270	≈ 390	127	≈ 300	≈ 33000	≈ 20000
NCS 80 ¹⁾ (geplant)	98	308	≈ 430	139	≈ 340	≈ 46000	≈ 28000
DWR (Biblis)	155	323	≈ 550	206	≈ 375		≈ 32000
SWR (Krümmel)	70	286	≈ 440	181	≈ 320		≈ 28000
DWR (Mülheim- Kärlich)	155	329		186	≈ 375		≈ 34000

1) Daten der INTERATOM Internationale Atomreaktorbau GmbH, Bensberg

2) Daten des Kernkraftwerks Brunsbüttel

Borsäure- vergif- tung	max. Geschwindigkeit der Leistungs- änderung in %/s			Standzeit der Brennelemente		Zyklusdauer
	Ausle- gung	geneh- migt	freiw. Beschrän- kung d. Betreiber	in Mon.	Last- faktor	in Monaten
nein	4	4	-	max. 61	0,54	33
nein	4	4	-	max. 61	0,54	28
nein	4	4	-	≈ 55	0,54	≈ 55
ja	1,2	-	-	≈ 58	0,625	≈ 29
ja	0,2			≈ 36		12
nein	1 ²)	3 %/h ²)	3 %/h ²)	≈ 48		12
ja				≈ 36		12

Tabelle 15: Spezifikation der Hüllrohrherstellung

Reaktor	Legierung	Außendurchmesser (nominell) in mm	Wandstärke in mm	Verhältnis Außendurchmesser/ Wandstärke	Endverformungs- grad in %	Abschlußwärme- behandlung in °C/h
FDR, zweiter Kern erster Zyklus	Zircaloy-4	11,4	0,72	15,8	≈ 30	540/4
FDR, zweiter Kern zweiter Zyklus	ZrNb3Sn1	11,4	0,72	15,8	≈ 30	570/6
FDR, dritter Kern (entwickelt)	Zircaloy-4	10,75	0,65	16,5	56	500/5
NCS 80 ¹⁾ (geplant)	Zircaloy-4	10,75	0,65	16,5	56	500/5
DWR (Biblis)	Zircaloy-4	10,75	0,65	16,5	56	530/2,5
SWR (Krümmel)	Zircaloy-4	12,5	0,75	14,7	2)	2)
DWR (Mülheim- Kärlich)	Zircaloy-4	9,63	0,56	16,1	2)	2)

2) nicht bekannt

1) Daten der INTERATOM Internationale Atomreaktorbau GmbH, Bensberg

Tabelle 16: Spezifikation der Brennstabherstellung

Reaktor	Außendurchmesser der Pellets in mm	radiale Spaltweite (nominell) in µm	Spaltgraphi- tierung	Vorinnendruck	Dehnungsaufnehmer für axiales Ausdehnen der Pelletsäule
FDR, zweiter Kern erster Zyklus	9,57	115	nein	nein	ja
FDR, zweiter Kern zweiter Zyklus	9,57	115	nein	nein	ja
FDR, dritter Kern (entwickelt)	9,00	150	teilweise	nein	ja
NCS 80 ¹⁾ (geplant)	9,00	150	nein	ja	nein
DWR (Biblis)	9,08	110	nein	ja	nein
SWR (Krümmel)	10,57	115	nein	ja	nein
DWR (Mülheim- Kärlich)	8,23	100	ja	ja	ja

¹⁾ Daten der INTERATOM Internationale Atomreaktorbau GmbH, Bensberg

Tabelle 17: Spezifikation der Brennelementherstellung

Reaktor	Abstandhalter Zircaloy oder Inconel	Steuerstab- führungsrohre	abbrennbare Gifte	spezielle Gitterfeder für geringste Reib- korrosion (Relativ- bewegung Gitter/Stab bei Lastwechsel)	Anzahl der Gitter pro m Brennstab
FDR, zweiter Kern erster Zyklus	Zircaloy	Zircaloy	ZrB ₂ /ZrO ₂	ja	3,1
FDR, zweiter Kern zweiter Zyklus	Zircaloy	Zircaloy	ZrB ₂ /ZrO ₂	ja	3,1
FDR, dritter Kern (entwickelt)	Zircaloy	Zircaloy	Gd ₂ O ₃ /Al ₂ O ₃	ja	3,1
NCS 80 ¹⁾ (geplant)	Inconel	Zircaloy	Gd ₂ O ₃ /Al ₂ O ₃	nein	2,7
DWR (Biblis)	Inconel	nichttr. Stahl W.-Nr. 1.4541	-	nein	2,0
SWR (Krümmel)	Zircaloy	-	Gd ₂ O ₃ /UO ₂	ja	1,7
DWR (Mülheim- Kärlich)	Zircaloy	Zircaloy	2)	ja	1,8

1) Daten der INTERATOM Internationale Atomreaktorbau GmbH, Bensberg

2) nicht bekannt

Bild 32: Brennelement des zweiten Kerns des FDR

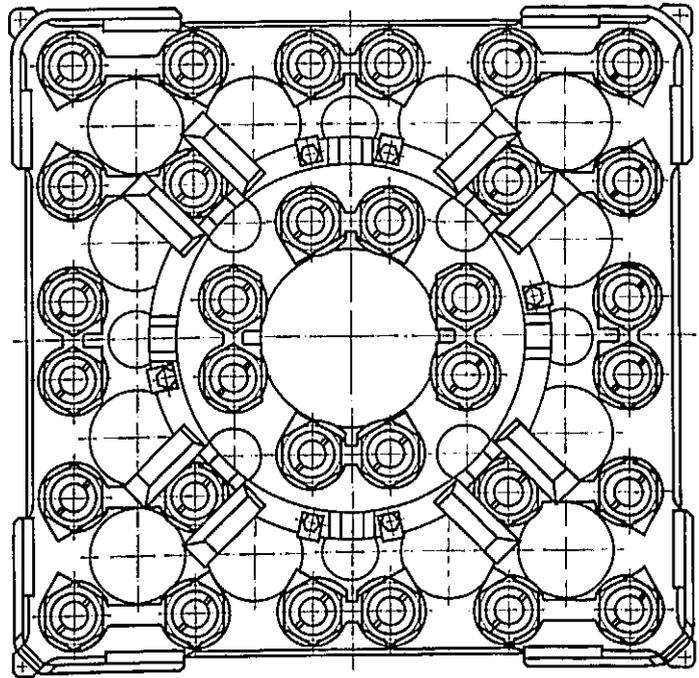
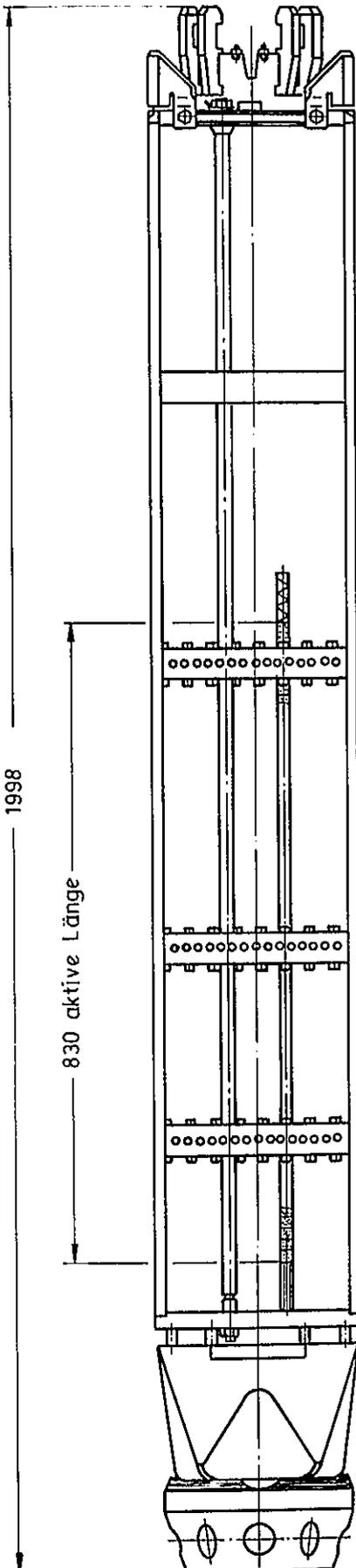


Bild 33: Querschnitt durch ein Brennelement oberhalb der Brennstäbe

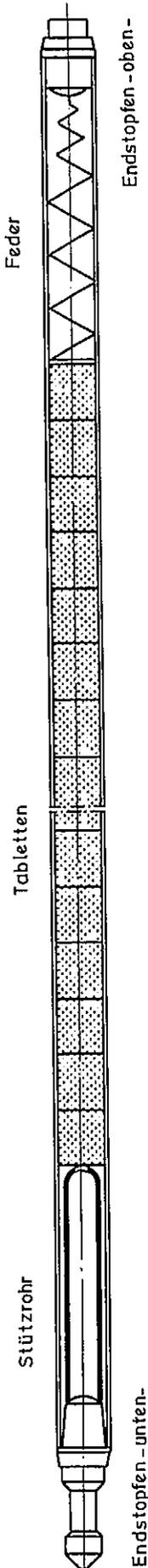


Bild 34: Brennstab des zweiten Kerns des FDR

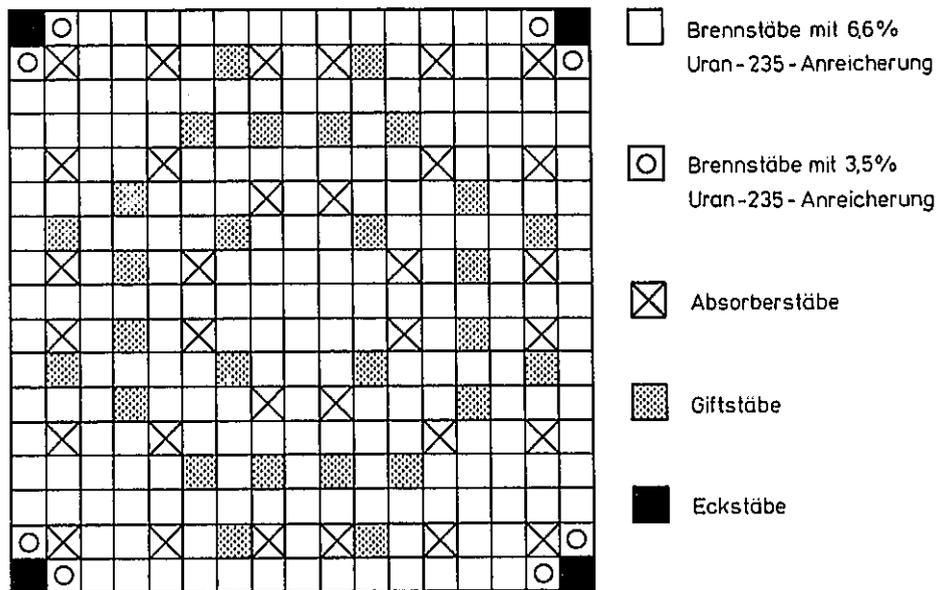


Bild 35: Anordnung der Brenn-, Gift- und Absorberstäbe in einem äußeren Brennelement des zweiten Kerns

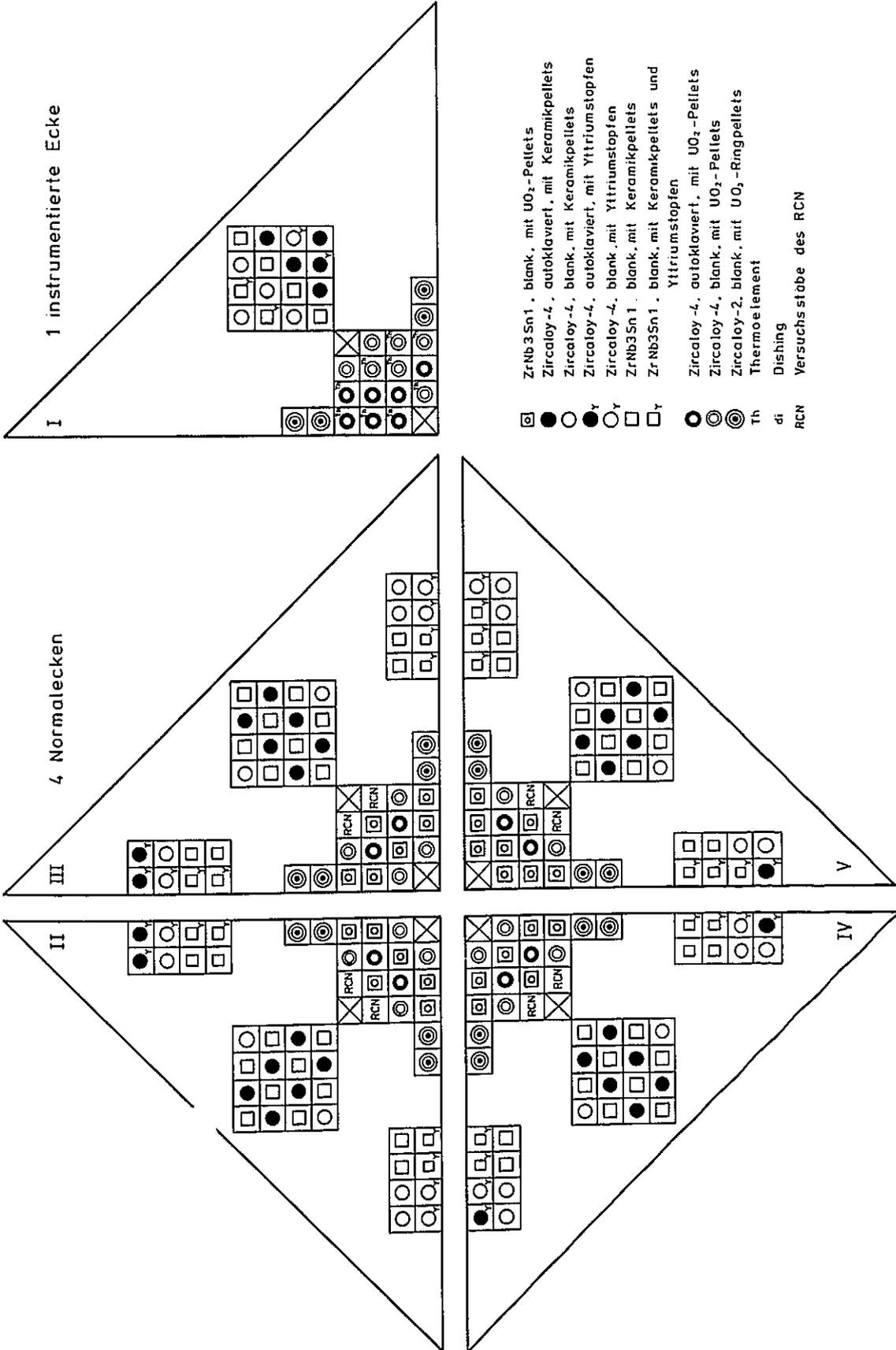


Bild 36: Versuchsbrandstäbe in den Eckelementen des zweiten Kerns des FDR

reich bei eventuellem Festklemmen der Pelletsäule gegen axialen Überdruck schützt. Neutrografieaufnahmen nach Abbrand des ersten Kerns zeigten, daß die Überdruckabsorber ihre Aufgaben erfüllt haben.

- Die Dimensionsstabilität des UO_2 -Pellets sollte möglichst über die Lebenszeit des Brennstabs hinaus gewährleistet sein, um die Hülle bei thermischer Ausdehnung des Pellets nicht lokalem bzw. punktförmigem Druck aussetzen.
- Die Verbindung von Hüllrohr und Endstopfen sollte trotz der oben geschilderten übrigen Maßnahmen eine ausreichende Festigkeit und eine gute Bruchdehnung über die gesamte Lebensdauer des Brennstabes aufweisen. Da eine Aufnahme von Sauerstoff, Stickstoff und Wasserstoff beim Schweißen von Zirconiumlegierungen zu Versprödung und Verminderung der Korrosionsbeständigkeit führt, wurde der Maximalgehalt dieser Gase im Schweiß- und Füllgas streng limitiert. Insbesondere wurde das bei einigen Herstellungsverfahren übliche Verschweißen von voroxidiertem Zircaloy nicht erlaubt; vielmehr wurde ein besonderes Herstellungsverfahren für die Brennstäbe des FDR spezifiziert und angewandt (Bild 37).
- Die größte Sorgfalt wurde bei der Umrüstung des OTTO HAHN-Kerns von Stahl auf Zircaloy auf das Hüllrohrmaterial selbst verwandt. Einer der wichtigsten Punkte bei der Sicherheit von Brennstabhüllen ist eine ausreichende Duktilität bzw. Bruchdehnung über die ganze Lebenszeit, da alle Unsicher-

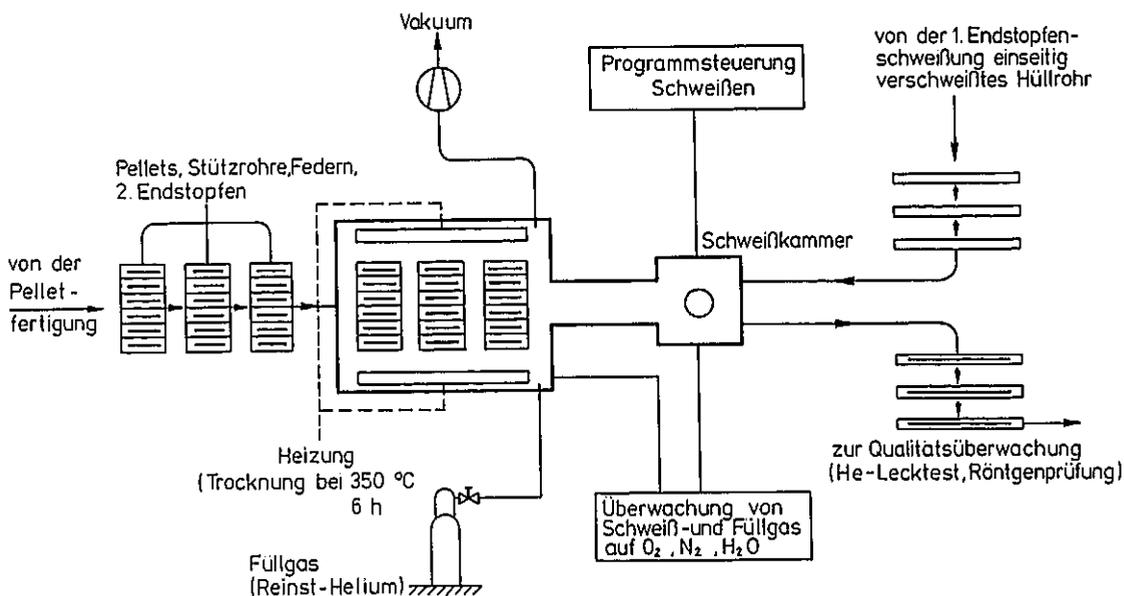


Bild 37: Herstellungsverfahren für die Brennstäbe des zweiten Kerns

heiten der Auslegung, der Modellrechnungen und der Herstellung einen schädlichen Kontaktdruck des Pellets auf die Hülle zur Folge haben können. Weiter war eine möglichst geringe Kriechrate der Hüllen wichtig, da durch das Aufkriechen auf das Brennstoffpellet der notwendige Spalt verschwinden kann. Daher wurden Kriechversuche an Hüllrohren unter Bestrahlung durchgeführt. Dabei zeigten die ZrNb3Sn1-Varianten bis zu einer Bestrahlungszeit von 2 000 h ein besseres Verhalten als Zircaloy-4.

4.1.2.2. Nachuntersuchungen

Die Zirconiumlegierung ZrNb3Sn1 (3 % Niob und 1 % Zinn) wurde Anfang der sechziger Jahre bei der Metallgesellschaft AG, Frankfurt, als möglicher Werkstoff für Brennstab-Hüllrohre und Brennelement-Strukturteile in Leichtwasserreaktoren entwickelt.

Das Zustandsdiagramm Zirconium-Niob wird durch die zusätzlichen Legierungsanteile im ZrNb3Sn1 nicht wesentlich verändert. Zur Einstellung eines guten Korrosionsverhaltens des ZrNb3Sn1 in Druckwasser ist eine Abschlußwärmebehandlung unterhalb der monotektoiden Umwandlungstemperatur (610 °C) notwendig.

Erste Vergleichsbestrahlungen von ZrNb3Sn1 und Zircaloy im Geesthachter Forschungsreaktor FRG-2 bestätigten das Ergebnis der Laboruntersuchungen, daß die niobhaltige Legierung bei etwa gleich guten Korrosionseigenschaften eine höhere Festigkeit als Zircaloy besitzt. Wegen der letzteren Eigenschaft erschien ZrNb3Sn1 als Hüllrohrwerkstoff besonders für Schiffsreaktor-Brennelemente geeignet, bei denen wegen der angestrebten langen Standzeit und des Wechsellastbetriebes ein formstabiles Hüllrohr benötigt wird.

Zur Vorbereitung des Einsatzes von Brennstäben mit Zirconiumlegierungs-Hüllrohren in dem Reaktor des NS OTTO HAHN wurden Korrosions- und Kriechversuche unter Bestrahlung in speziell dafür entwickelten Kapseln im FRG-2 durchgeführt. Bei Korrosionsversuchen an autoklavierten Plättchenproben aus Zircaloy-2, Zircaloy-4 und ZrNb3Sn1 in Druckwasser bei 320 °C trat wegen des erhöhten Sauerstoffgehaltes (0,1 bis 0,2 ppm O₂, pH 6) an allen Proben eine

verstärkte Korrosion unter Bestrahlung auf, die bei ZrNb3Sn1 um den Faktor 3 bis 4 geringer war als bei den Zircaloylegierungen.

Bei einachsigen Kriechversuchen unter Bestrahlung wurde bei ZrNb3Sn1 eine um den Faktor 2 geringere Kriechrate als bei Zircaloy-4 gefunden (Bild 38).

Die in einem Strang angeordneten vier Versuchsrohre wurden unter Heliumatmosphäre in axialer Richtung belastet und in den Bestrahlungspausen in den heißen Zellen vermessen. Die Proben entsprachen dem im zweiten Kern des NS OTTO HAHN-Reaktors eingesetzten Material (siehe Tabelle 18).

Die Ergebnisse von Kriechversuchen unter zweiachsiger Beanspruchung und Bestrahlung, die gemeinsam mit der Kraftwerk Union Aktiengesellschaft durchgeführt wurden, ließen die höhere Kriechfestigkeit von ZrNb3Sn1 gegenüber dem DWR-Standardmaterial Zircaloy-4 erkennen (Bild 39). Die mit Endstopfen versehenen Rohrproben wurden unter Heliumatmosphäre mit Außendruck belastet und in der Abschaltpause in den heißen Zellen vermessen. Einige Daten des in diesem Versuch eingesetzten ZrNb3Sn1 sind in der Tabelle 18 angegeben.

Anfang 1973 wurde ein zweiter Kern mit Zircaloy-4-Hüllrohren eingesetzt, der vier ECKEINSÄTZE mit 62 ZrNb3Sn1-Hüllrohren zu Versuchszwecken enthielt.

Nach 615 VOLLASTTAGEN wurden der zweite Kern Anfang 1976 inspiziert und u.a. zwei der obengenannten ECKEINSÄTZE zur Nachuntersuchung entnommen. Es zeigte sich, daß außer zwei instrumentierten Versuchsstäben, deren Zentralthermoelemente undicht geworden waren, keine Defektstäbe im Kern vorhanden waren. Insbesondere waren alle ZrNb3Sn1-Stäbe unversehrt und zeigten ein normales Verhalten. Das Ergebnis der Axial- und Ringzugversuche an Hüllrohrproben, die aus ZrNb3Sn1- und Zircaloy-4-Stäben im Bereich maximalen und minimalen Stababbrandes entnommen wurden, zeigen die Bilder 40 und 41. Zum Vergleich sind auch die Daten der unbestrahlten Hüllrohre eingezeichnet.

Mitte 1976 wurden vier neue Brennelementbündel mit Hüllrohren aus ZrNb3Sn1 in den zweiten Kern eingesetzt. Die Fertigung und Verarbeitung der rund 1 000 Rohre glich der der Rohre aus Zircaloy-4 und verlief ohne Schwierigkeiten. Zur Einstellung guter Korrosionseigenschaften war eine Glühung der geschweißten Stäbe notwendig. Wie Korrosionsversuche zeigten, kann bei Anwen-

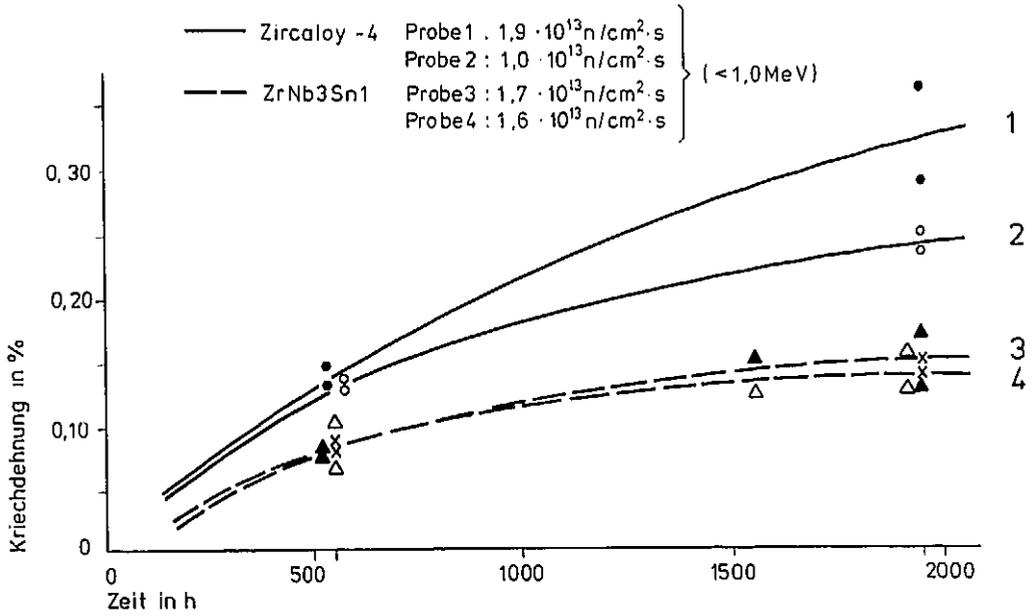


Bild 38: Axiales Kriechen unter Bestrahlung (350 °C, 150 MPa)

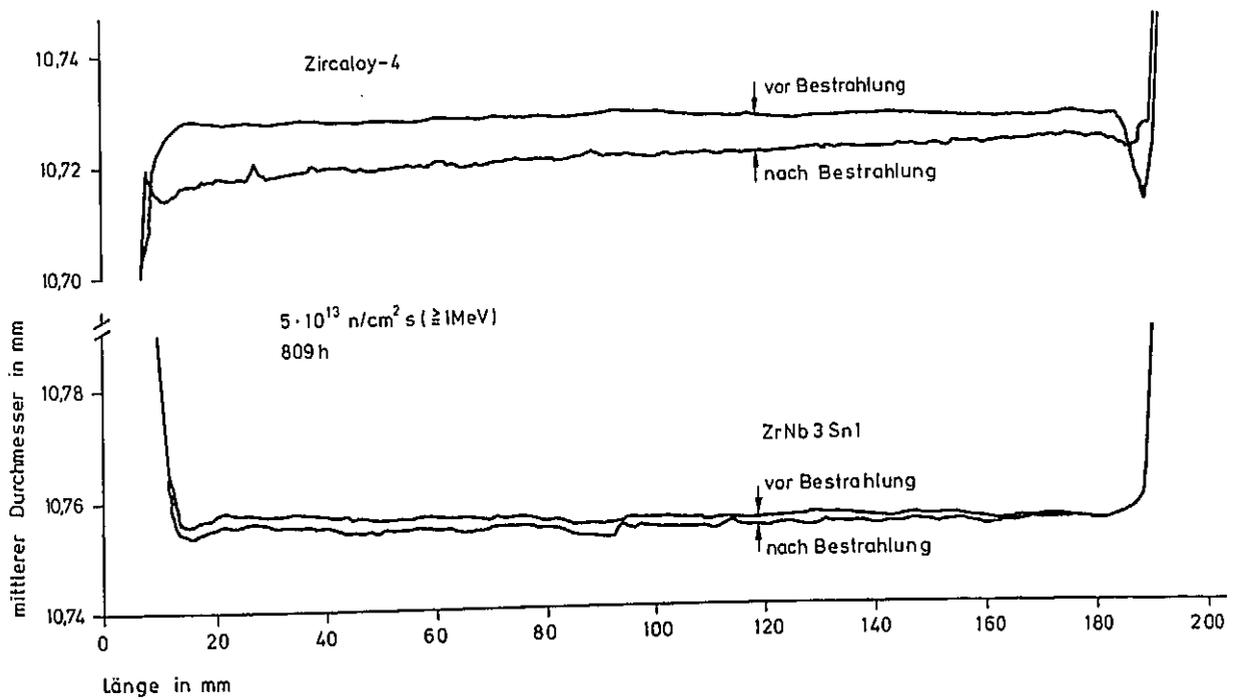


Bild 39: Außendruckkriechen unter Bestrahlung (400 °C, 100 MPa)

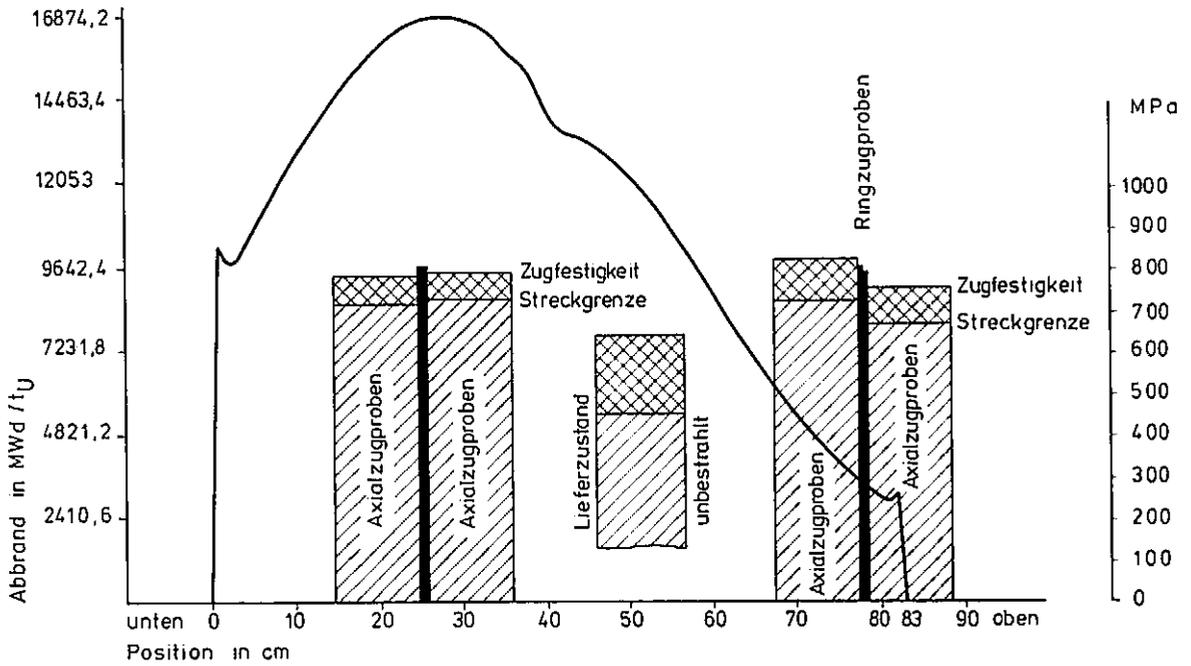


Bild 40: Festigkeit von ZrNb₃Sn₁-Hüllrohren bei Raumtemperatur nach dem ersten Zyklus des zweiten Kerns

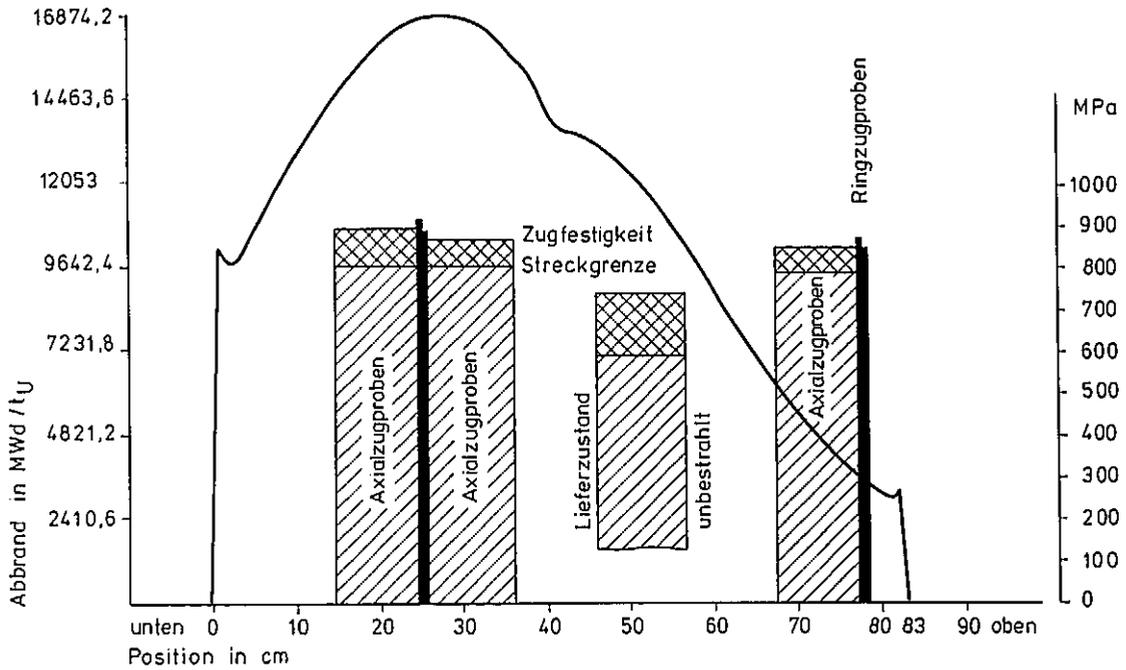


Bild 41: Festigkeit von Zircaloy-4-Hüllrohren bei Raumtemperatur nach dem ersten Zyklus des zweiten Kerns

dung des Widerstands-Preß-Schweißverfahrens auf diese Glühung verzichtet werden. Nach einer Parameterstudie wurde eine Abschlußglühung des Hüllrohrmaterials ZrNb3Sn1 bei 490 °C/6 h als am günstigsten für DWR-Bedingungen ausgewählt (Tabelle 18).

4.1.2.3. Leistungsanpassung der umgesetzten Brennelemente zu Beginn des zweiten Zyklus des zweiten Kerns

Eines der Auslegungskriterien für die Brennstäbe des FDR war die vollständige Lastwechselfestigkeit bis Betriebsende, die der Schiffsführung keinerlei

Tabelle 18: Brennstab-Hüllrohre

		Zircaloy-4 (zweiter Kern)	ZrNb3Sn1 (zweiter Kern)	ZrNb3Sn1 (für dritten Kern vorgesehen)
Außendurchmesser	in mm	11,4	11,4	10,75
Innendurchmesser	in mm	9,8	9,8	9,3
Abschlußglühung	in °C/h	540/6	540/16	490/6
Sauerstoffgehalt	in ppm	1 300	770	990
0,2-Grenze	in N/mm ²	340	280	380
Zugfestigkeit	in N/mm ²	410	395	530
Bruchdehnung (δ_5) (350 °C)	in %	25	22	12
Zunahme des Außendurchmessers im Kurzzeit-Kriechversuch (375 °C, 147 N/mm ² , 10 d)	in %	0,23	0,10	0,10
Massenzunahme bei Korrosionsversuch (Dampf 400 °C, 3 d)	in mg/dm ²	18	16	18

Beschränkung in der Betriebsweise des Reaktors auferlegte. War es das Ziel, mit dem ersten Kern diese Eigenschaft der FDR-Brennstäbe durch Inkaufnahme eines sehr niedrigen mittleren Abbrandes zu demonstrieren, so sollte mit dem zweiten Kern eine Anpassung an die Technologie der Landreaktoren hinsichtlich Werkstoffauswahl (Zircaloy), Leistung und Abbrand erreicht werden. Möglich wurde die Auslegung dieses Lastwechselkerns durch die Aufrechterhaltung einer absolut freistehenden Brennstabhülle. Damit erfolgt keine Kraftübertragung vom Pellet auf die Innenwand der Hülle, so daß im Hüllrohr nur die folgenden Spannungen herrschten:

- Restspannung herrührend aus der Kaltverformung des Hüllrohres bei der Herstellung;
- thermische Spannungen durch Erwärmen der Hülle zu Beginn des Anfahrens;
- Druckspannungen, die mit Ansteigen des Systemdrucks von außen auf die Hülle aufgebracht werden.

Diese drei Spannungszustände bewirkten im Hüllrohr unter den Bedingungen des FDR nur sehr geringe effektive Zug- bzw. Druckspannungen im Bereich des Nullniveaus.

Die geometrischen Abmessungen von Hüllrohr und Pellet und damit das Volumen von Spalt und Dishing richten sich nach Stabileistung und Abbrand. Bei richtiger Auslegung kann das gesamte Leervolumen alle folgenden Volumenänderungen bis zum Lebensende des Brennstabes aufnehmen (Bild 42).

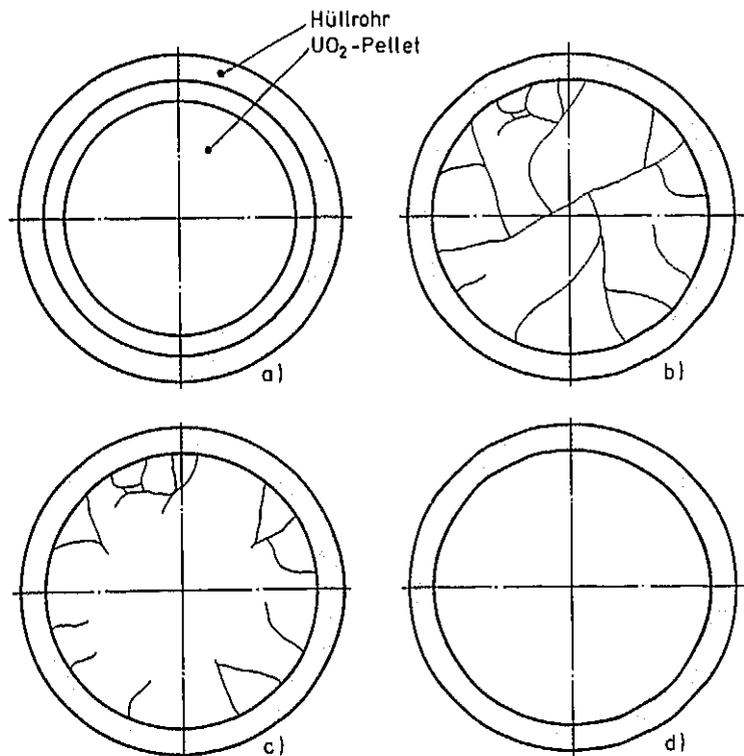
Dies sind im einzelnen:

- thermische Volumenzunahme des Pellets durch Erwärmen beim Anfahren des Reaktors (abhängig vom Formfaktor des betreffenden Stabes);
- Volumenzunahme des Pellets durch Abbrand (Abbrandschwellen, abhängig vom Formfaktor und der Betriebszeit);
- bei höheren Systemdrücken unter Umständen Schrumpfen der Hülle.

Infolge thermischer Ausdehnung erreichten die Spannungen im Brennstoff beim Anfahren des Reaktors ihren Maximalwert, wobei die hochbelasteten Pellets überwiegend rissig wurden und so zusätzlich Leervolumen beanspruchten. Es kam daher schon bald nach Inbetriebnahme des Brennstabes im heißen Zustand zum weitgehenden Anliegen des Brennstoffes an das Hüllrohr. Durch die oben

genannten Ribildungsmechanismen und Nachsinterungseffekte wurde der Brennstoff verndert.

Die Auslegungsgrenze fr einen Brennstab mit freistehender Hlle ist erreicht, wenn der Brennstoff infolge Abbrandschwellens das zur Verfgung stehende Leervolumen aufgezehrt hat und beginnt, Kontaktdruck auf die Hlle auszuben.



- a) frischer Brennstab
- b) Ribildung nach dem Anfahren
- c) Riausheilung whrend der Betriebszeit
- d) Anliegen des Pellets am Hllrohr ohne freies Rivolumen

Bild 42: Spalt- und Rivolumen eines Brennstabes in Abhngigkeit vom Abbrand (schematischer Querschnitt)

- a) frischer Brennstab
- b) Ribildung nach dem Anfahren
- c) Riaustellung whrend der Betriebszeit
- d) Anliegen des Pellets am Hllrohr ohne freies Rivolumen

Tabelle 19: Einteilung der Brennstäbe entsprechend ihrer Beanspruchung im zweiten Kern

Gruppe	Leistung im ersten Zyklus	Abbrand im ersten Zyklus	Leistung im zweiten Zyklus	Art der Leistungsrampe
I	maximal	hoch	minimal	negativ, hohe Rampe
II	minimal	gering	maximal	positiv, hohe Rampe
III	mittel	mittel	höher als im ersten Zyklus	positiv, mittlere Rampe
IV	mittel	mittel	niedriger als im ersten Zyklus	negativ, mittlere Rampe

Durch das Umsetzen wurde den Stäben ein sehr viel höheres Leistungsniveau aufgezwungen, wodurch der Brennstoff einer höheren thermischen Ausdehnung unterworfen wurde. Diese zusätzliche Ausdehnung konnte nicht mehr über den ursprünglich vorhandenen Spalt abgefangen werden, sondern bewirkte einen steilen Anstieg des Kontaktdruckes des Brennstoffes auf die Hülle. Da plastische Dehnungen der Hülle von über 2 % zu Rissen führen, wurde für alle Stäbe der Fallgruppen II und III (Tabelle 19) versucht, eine Lösung zu finden, die die entstehenden Spannungen nicht über die Hülle, sondern möglichst über den Brennstoff selbst abbaute. Die Stäbe der Fallgruppen I und IV der Tabelle 19 waren dagegen unkritisch.

Da bei der erwarteten sogenannten harten Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hülle der Kontaktdruck gleich dem Druck im Inneren des Brennstoffes ist, war es möglich, über eine allmähliche Leistungsanpassung den Druck im Brennstoff auf einem solchen Niveau zu halten, daß zwar die Spannungen in der Hülle gerade noch zulässig waren, das Pellet sich jedoch zunächst langsam, mit steigender Temperatur aber schneller verformte. Die Schwierigkeiten lagen hierbei in der noch sehr ungenügenden Kenntnis verschiedener Parameter, wie Plastizität und Temperatur des Brennstoffes, Kriechverhalten der Hülle, Wärmeleitung des Systems Brennstoff/Hülle sowie der nuklearen Formfaktoren.

Ausgehend von den Rechnungen, die mit dem Brennstabprogramm SATURN L durchgeführt wurden, ergaben sich für die Leistungsanpassung der umgesetzten Brennelemente die in der Tabelle 20 aufgeführten Daten. Die Haltezeiten wurden zum Abbau der oben beschriebenen Spannungen eingelegt.

Tabelle 20: Leistungsstufen und Zeitschritte für das Hochfahren des zweiten Kerns nach dem Brennelementwechsel

Leistung in MW	Haltezeit in h	Leistung in MW	Haltezeit in h
15	40	27	15
16,5	40	28,5	15
18	40	30	15
19,5	20	31,5	15
21	20	33	15
22,5	20	34,5	15
24	20	36	10
25,5	20	37,5	10

4.1.2.4. Brennstabmodellrechnungen mit dem Rechenprogramm SATURN L

Das thermische und mechanische Verhalten einiger ausgewählter Brennstäbe des zweiten Kerns des FDR wurde mit Hilfe des modifizierten Brennstabcodes SATURN-L untersucht. Damit sollte die Funktionsfähigkeit der Brennstäbe über die gesamte Reaktorbetriebszeit für normale Betriebsbedingungen rechnerisch überprüft werden. Wegen der besonderen Anforderungen an den Schiffsreaktor war dabei die Untersuchung des Wechsellastverhaltes der Brennstäbe ein wichtiger Punkt.

Die Untersuchungen gliederten sich in vier Komplexe:

- Untersuchung des Langzeitverhaltens des maximal belasteten Brennstabes;
- mechanische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hülle bei Wechsellast zur Sicherheitsbeurteilung gegen Ermüdungsbruch;
- Verhalten einiger kritischer Brennstäbe beim Wiederanfahren des Reaktors nach dem Brennelementwechsel;
- Langzeitverhalten des maximal belasteten Brennstabes bei Berücksichtigung der Spaltgasfreisetzung.

Für die Sicherheitsbeurteilung waren zwei Kriterien für die Auswahl maximal belasteter Brennstäbe vorgegeben:

- Maximaler Abbrand;
- größter Sprung in der Stablängenleistung nach dem Umsetzen der Randelemente.

Bei der Brennstabauslegung für die Sicherheitsbeurteilung mit den ursprünglich geplanten Zykluszeiten von 560 und 390 Volllasttagen fielen beide Kriterien für den Brennstab 1/3 zusammen.

Die lokale Stablängenleistung für den Brennstab 1/3 als Ergebnis der Berechnung der nuklearen Leistungsverteilung ist, mit einem Unsicherheitsfaktor von 1,1 multipliziert, in Bild 43 dargestellt. Es sind zusätzlich vier Lastspitzen von 120 % eingefügt. Für die Untersuchung des Wechsellastverhaltens wurden im zweiten Betriebszyklus 21 Wechselzyklen eingebaut, bei denen die Leistung zwischen 50 % bzw. 10 % und 100 % variierte.

Für die Wiederanfahrphase nach dem Brennelementwechsel erwies sich rechnerisch der Brennstab 13/3 als der kritischste, da bei ihm der Gasspalt zu Beginn der relativ großen Leistungsrampe schon geschlossen ist und daher die mechanische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hüllrohr bei relativ kaltem Brennstoff wirksam wird.

Das Rechenprogramm SATURN-L berechnet quasistationär den thermischen und mechanischen Zustand einer Brennstabscheibe in Abhängigkeit vorgegebener, zeitlich sich ändernder Betriebsbedingungen und berücksichtigt dabei das Kriechen von Brennstoff und Hüllrohr, die plastische Verformung des Hüllrohres, das Brennstoffschwellen, die Rißbildung und Rißausheilung im Brennstoff, die mechanische Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hüllrohr, und, in einer neueren Version, die Spaltgasfreisetzung. Die hierzu benötigten Stoffwerte und Stoffgesetze sind im Eingabeteil des Programmes enthalten.

Generell konnten aufgrund der Rechenergebnisse folgende Aussagen getroffen werden:

- Trotz hoher Stablängenleistung zeigt der Verlauf der Brennstoff-Zentraltemperatur (Bild 44), daß für jeden Betriebszustand der Abstand zum Brennstoffschmelzen genügend groß ist;
- obwohl es im zweiten Zyklus zum Anliegen des Brennstoffes an das Hüllrohr kommt, liegt die maximal auftretende Spannung genügend weit unterhalb der zulässigen Werte von $\frac{2}{3} \sigma_{0,2}$ (Streckgrenze) und $\frac{1}{2} \sigma_B$ (Zugfestigkeit) bei den infragekommenden Hüllrohrtemperaturen;
- die äquivalente Kriechdehnung am Ende der Lebenszeit beträgt weniger als 0,25 %;
- die Sicherheit gegenüber dem Ermüdungsbruch ist sehr hoch.

Zwei Ergebnisse der Rechnungen für die Wiederanfahrphase des Reaktors nach dem Brennelementwechsel werden in den Bildern 45 und 46 für den Brennstab 13/3 gezeigt. Für die Belastung der Brennstäbe wirkte sich erschwerend die nur stufenweise Reaktorregelbarkeit mit Leistungssprüngen von 1,5 MW/s aus.

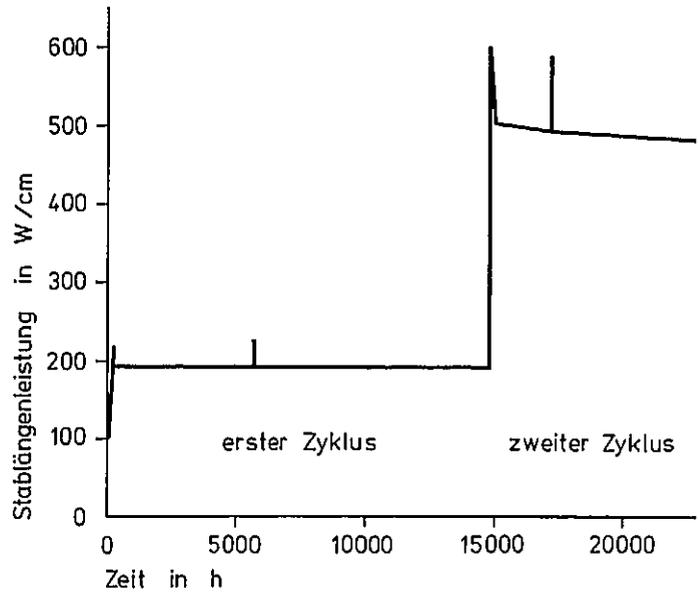


Bild 43: Zeitlicher Verlauf der Stablängenleistung für den Brennstab 1/3

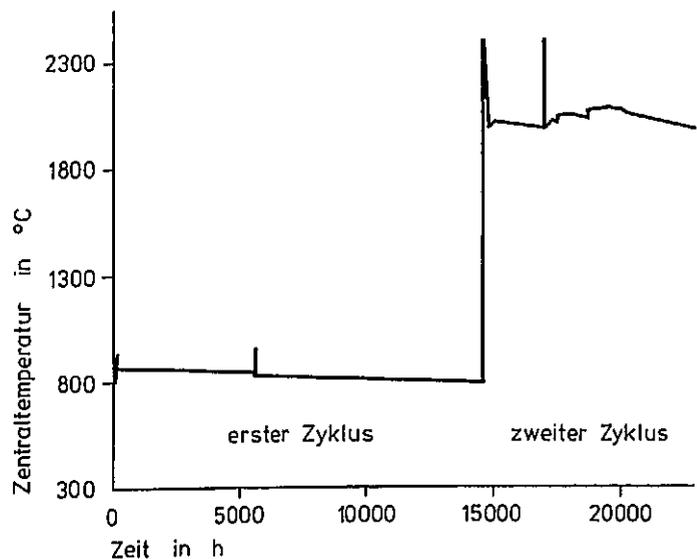


Bild 44: Zeitlicher Verlauf der Zentraltemperatur für den Brennstab 1/3

Nach verschiedenen Rechnungen wurde das Anfahrprogramm so gestaltet, daß die Haltezeiten hinter den Leistungsprüngen groß genug waren, damit die vom Brennstoff auf das Hüllrohr übertragenden Spannungen sich infolge Relaxation

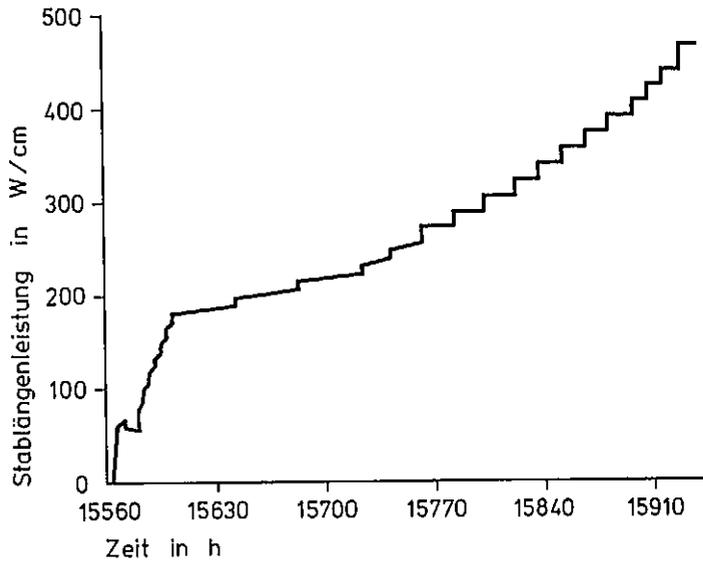


Bild 45: Zeitlicher Verlauf der Stablängenleistung für den Brennstab 13/3 während des Wiederanfahrens des Reaktors

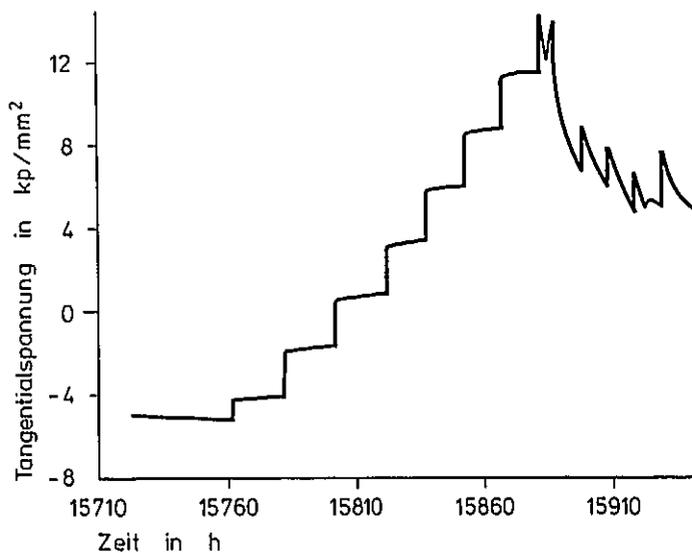


Bild 46: Tangentialspannung am Hüllrohrinnenrand für den Brennstab 13/3 während des Wiederanfahrens

genügend weit abbauen konnten, so daß insgesamt die Grenzwerte nicht überschritten wurden.

Bei den ursprünglichen Auslegungsrechnungen konnte die Spaltgasfreisetzung noch nicht berücksichtigt werden. Die Spaltgasfreisetzung ist dann auf der Grundlage des Diffusionsmodells in das Rechenprogramm eingebaut worden. Das Problem der Berechnung der Spaltgasfreisetzung für eine zeitlich veränderliche Stablängenleistung konnte damit gelöst werden.

Die Rechenergebnisse zeigten den erwarteten starken Anstieg der Brennstofftemperatur aufgrund der sich verschlechternden Wärmeleitfähigkeit des Helium-Spaltgasgemisches im Gasspalt während der Freisetzung. Im Vergleich zu den Rechenergebnissen ohne Spaltgasfreisetzung wird die Hülle weniger stark belastet, da der Brennstoff wegen der höheren Brennstofftemperatur nachgiebiger ist. Die Überprüfung der modelltheoretischen Ansätze und der Werkstoffdaten kann jedoch erst mit Hilfe der bei der Nachuntersuchung der Brennstäbe des zweiten Kerns anfallenden Ergebnisse erfolgen.

4.1.3. Abschirmung

Bei Schiffsreaktoren spielt die Auslegung der Neutronen- und γ -Abschirmung im allgemeinen eine größere Rolle als bei stationären Anlagen, da bei ersteren aus Wirtschaftlichkeitsgründen ein geringeres Gewicht und größere Kompaktheit anzustreben sind. Da die heute verwendeten mehrdimensionalen Strahlungstransportprogramme und die dazu notwendigen Großrechenanlagen beim Bau des NS OTTO HAHN nicht zur Verfügung standen, wurden noch während der Auslegungs- und Bauphase Reaktorabschirmungsexperimente im FRG durchgeführt. Reaktorabschirmungsprogramme zur Berechnung von Strahlungsfeldern in geschichteten Schilden wurden getestet und verbessert. Diese Arbeiten wurden im Rahmen eines Euratomkontraktes durchgeführt. Ferner wurden Untersuchungen zur Optimierung von Schildanordnungen und zur Auslegung von Schilddurchbrüchen durchgeführt.

Bei den Neutronenabschirmungsprogrammen für massive Schilde wurde auf die Removal-Diffusionsprogramme der RASH-Familie zurückgegriffen, die weiterentwickelt wurden. Es zeigte sich, daß die Energiegruppeneinteilung einen Ein-

fluß auf das Ergebnis hat. Diese wurde infolgedessen an die Experimente angepaßt.

Für die γ -Abschirmung wurden Kernintegrationsverfahren verwendet, d.h. Ausbreitungsfunktionen mit Build-up-Faktor. Bei der Berechnung der γ -Strahlung im Schild zeigte sich, daß ein großer Teil der γ -Strahlung aus dem Einfang von Neutronen in den Schilden selbst stammt. Bei der Berechnung dieses Anteils mußte Rücksicht auf das zeitliche parabelförmige Profil der Neutronenstrahlung in den ebenen Schilden genommen werden. Auf diese Weise konnten die ursprünglich nur für ebene Schilde konzipierten Programme auch für zylindrische Schilde angewendet werden.

Neben selbst entwickelten Programmen wurde auch eine Reihe von verfügbaren Fremdprogrammen benutzt, die jedoch keine besseren Ergebnisse brachten. Außerdem wurde die Gültigkeit der Diffusionsnäherung in Schildanordnungen für die Neutronenausbreitung mit starken Flußgradienten anhand von Neutronen-Transportrechnungen überprüft und bestätigt.

Abschirmungsmessungen an der Originalabschirmung des FDR waren mit erträglichem Aufwand nur in den außerhalb der Druckbehälterwand gelegenen Schichten möglich. Um trotzdem Daten über den gesamten Verlauf des Strahlungsfeldes zu erhalten, wurde eine Zweiteilung der Experimente vorgenommen. Die Gelegenheit dazu ergab sich aufgrund der umfangreichen Nulleistungsversuche, die in der Anlage für Nulleistungsexperimente (ANEX) in Geesthacht durchgeführt wurden. Hier wurden in einem Sektor des Moderatortanks der Druckbehälter und seine Einbauten sowie ein Abschnitt des Schildtanks nachgebildet und durchgemessen. Die Zweiteilung der Messungen ist aus der schematischen Darstellung in Bild 47 ersichtlich: Messungen von außen bis an die Schildtank-Innenwand heran wurden an der Originalabschirmung an Bord des Schiffes vorgenommen. Eine Überlappung mit den vom Kern ausgehenden ANEX-Messungen wird dabei im Bereich der 25 cm dicken Wasserschicht vor dem vordersten Graugußschild erreicht. Für die Messungen im äußeren Bereich der Primärabschirmung an Bord des NS OTTO HAHN mußte eine Vorrichtung geschaffen werden, mit der ein Sondenträger in das Innere des Schildtanks gebracht werden konnte. Dazu wurden in einem zwischen zwei Pumpenstützen gelegenen Sektor die Schildtankaußenwand und die beiden Graugußschilde mit je einer 25 bis 30 cm starken Bohrung versehen, die radial auf den Reaktorkern hin ausgerichtet war. Die

in einer Flucht liegenden Bohrungen in den Graugußschilden konnten durch zwei zylindrische Pfropfen, die aus dem gleichen Material bestanden und an einer Zahnstange befestigt waren, genau ausgefüllt werden. Die Durchmesser der Bohrungen unterschieden sich etwas, so daß eventuelle Spalte, die nach dem Einsetzen der Pfropfen verblieben, gegeneinander versetzt waren. Die Zahnstange bildete mit den Graugußpfropfen und verschiedenen Probenhaltern den Sondenträger, der in einer U-förmigen Führung in radialer Richtung bewegt werden konnte (Bild 48).

Die Meßachse (d.h. die Achse, auf der die Detektoren angebracht werden konnten) bildete mit der Fahrtrichtung des Schiffes einen Winkel von 17° und lag 20 cm unter der Mitte des Reaktorkerns. Auf dieser Höhe lag bei der anfänglichen Regelstabstellung das Maximum der Strahlungsintensität.

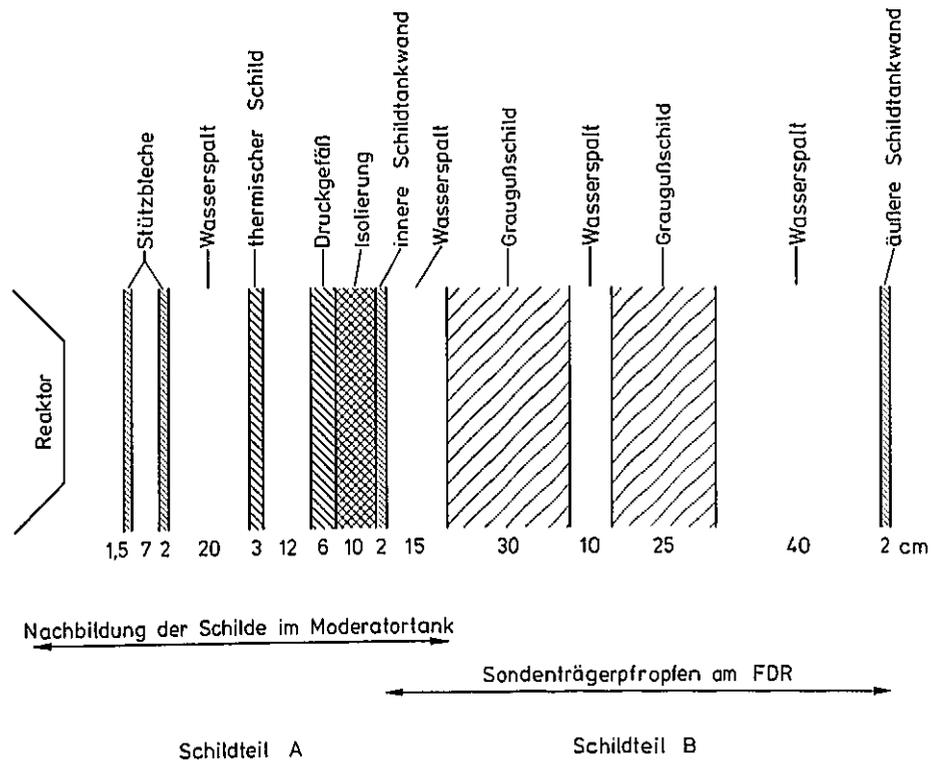


Bild 47: Aufbau der Primärabschirmung des Reaktors des NS OTTO HAHN

A: im Rahmen der Nullexperimente durchgemessener Schildteil

B: an Bord des Schiffes gemessener Schildteil

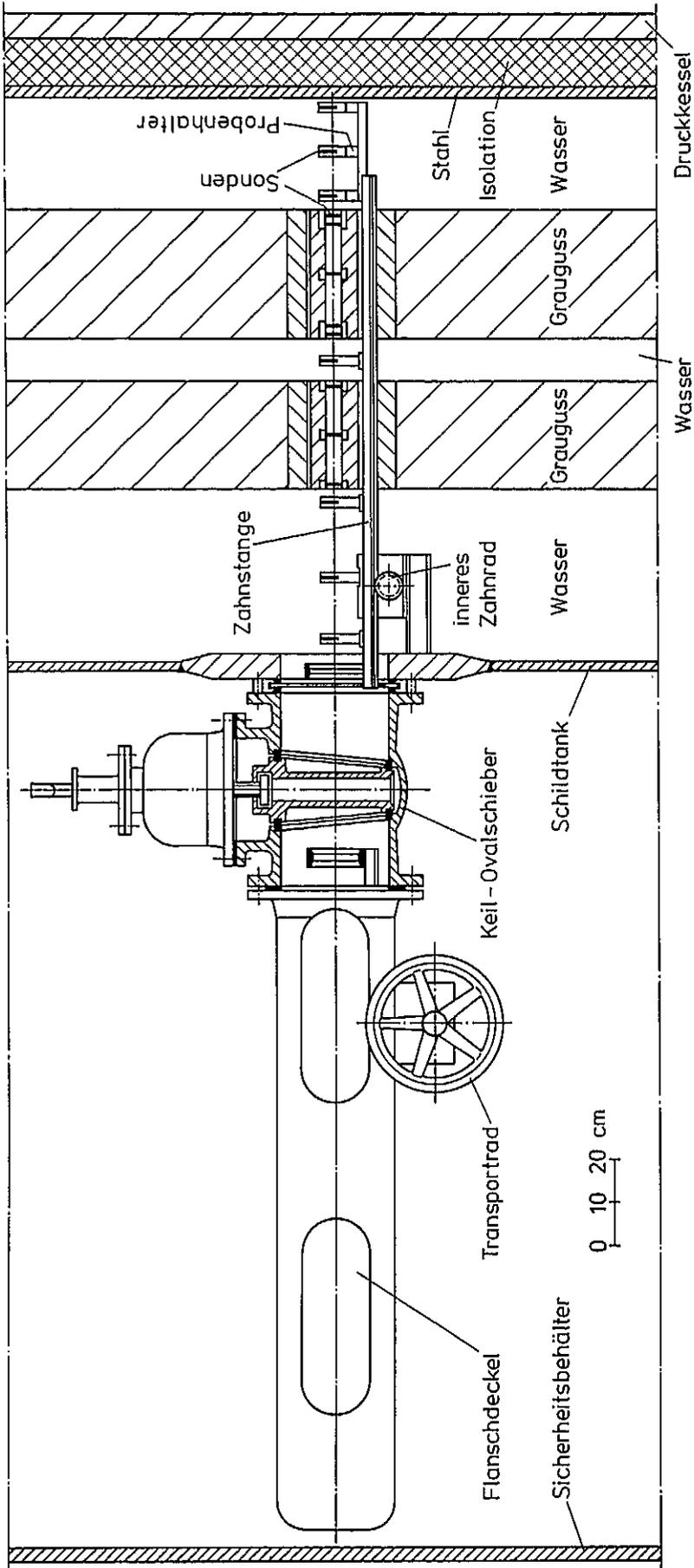


Bild 48: Schildtanksonde

Für die Messungen an der Primärabschirmung des Schiffes mußten von vornherein alle Detektoren ausscheiden, die eine Kabeldurchführung benötigten. Für die Neutronenmessungen verblieben somit nur Aktivierungsdetektoren, von denen vor allem solche mit hoher Empfindlichkeit und passender Halbwertszeit auszuwählen waren. In der ANEX mit der simulierten Abschirmung konnten dafür auch Spaltkammern mit ^{238}U - und ^{237}Np -Belegung sowie BF_3 -Zählrohre eingesetzt werden. Erstere haben bei der Messung schneller Neutronen den Vorteil einer niedrigen Schwellenenergie, während mit BF_3 -Zählrohren bei der Messung thermischer Neutronen eine hohe Empfindlichkeit erzielt werden kann. Die Aktivitätsbestimmungen erfolgten bei den Aktivierungs sonden mit Ausnahme von Zink und Indium durch Messung von β -Strahlung in Durchflußzählern mit 2π -Geometrie. Im Falle von sehr niedrigen Aktivitäten war das Zählvolumen mit einem Antikoinzidenzschirm zur Unterdrückung des Untergrundes umgeben. Die Eichung wurde durch Vergleich entweder mit einer 4π -Messung oder mit einer Absolutmessung nach der Koinzidenzmethode durchgeführt. Die $^{115\text{m}}\text{In}$ -Aktivitäten wurden mit Hilfe eines $3''\times 3''$ - NaJ -Szintillationskristalls gemessen, und die ^{64}Cu -Aktivitäten in den Zinksonden durch Messung der Positronen-Vernichtungsstrahlung in einer Anordnung von zwei Szintillationskristallen mit Koinzidenzschaltung bestimmt. Die Messung der γ -Dosisleistung erfolgte in der simulierten Anlage in Geesthacht mit einer Ionisationskammer, während an Bord des Schiffes dazu Phosphatglasdosimeter eingesetzt wurden. Letztere wurden zur Verminderung der Neutronenempfindlichkeit mit Cadmiumblech umkleidet. Sie gaben nur dann zuverlässige Werte, wenn der Neutronenfluß im Verhältnis zur γ -Dosisleistung nicht zu hoch war.

Die für die Neutronenmessungen eingesetzten Sonden wurden in den meisten Fällen bei der höchstmöglichen Reaktorleistung - bei der ANEX waren das 100 W, beim Leistungsbetrieb an Bord 38 MW - solange bestrahlt, bis die Sättigungsaktivität nahezu erreicht war. Es ergaben sich somit Bestrahlungszeiten von einigen Stunden bis zu mehreren Tagen. Wegen der über 6 bis 8 Größenordnungen reichenden Intensitätsunterschiede mußten die Detektoren für thermische Neutronen in den vordersten Positionen bei geringerer Reaktorleistung betrieben bzw. mit kürzerer Bestrahlungszeit aktiviert werden, da sich sonst zu hohe Zählraten ergeben hätten. Die seinerzeit verwendeten Glasdosimeter hatten einen noch stärker begrenzten Meßbereich zwischen 1 rad und 1000 rad, so daß die Messungen der γ -Dosisleistung an Bord sogar in 3 Abschnitten durchgeführt werden mußten, bei denen die Bestrahlungszeiten von wenigen

Minuten bis zu mehreren Tagen reichten. Die Detektoren für schnelle Neutronen konnten bei Entfernungen bis zu etwa 180 cm von der Reaktoroberfläche ausreichend aktiviert werden.

Als Monitorsonden wurden bei jeder Bestrahlung in die vorderste Position der Meßvorrichtung Ni-Folien eingesetzt, die über die Reaktion $^{58}\text{Ni} (n,p)\text{Co}^{58}$ aktiviert wurden. Die Dichte des Wassers war im Druckbehälter bei 290 °C etwa 0,77 g/cm³, während in der ANEX bei 20 °C praktisch eine Dichte von 1 g/cm³ vorlag. Das hatte zur Folge, daß die an beiden Anlagen gewonnenen Meßdaten im Überlappungsbereich nicht übereinstimmten. Man konnte sie daher nur getrennt verwerten und jeweils mit den den Verhältnissen angepaßten Rechnungen vergleichen.

Bild 49 zeigt die gemessenen und berechneten Werte der epithermischen und thermischen Neutronenflüsse im inneren Bereich sowie die γ -Dosisleistung. Man erkennt die gute Übereinstimmung zwischen den berechneten und gemessenen Neutronenflüssen (es wurden keine nachträglichen Anpassungen vorgenommen). Die γ -Dosisleistungen wurden um einen Faktor von 2 bis 3 überschätzt. Für den äußeren Bereich zeigt Bild 50 die Reaktionsrate von $\text{In}(n,n')$ der schnellen Neutronen. Man erkennt, wie mit zunehmender Schildtiefe das Programm die Reaktionsraten zunehmend überschätzt. Die Bilder 51 und 52 zeigen wieder den epithermischen und thermischen Fluß. Es ergeben sich nur geringe Abweichungen mit Ausnahme der letzten 20 cm, in denen eine Überschätzung der Flüsse stattfindet. Bild 53 zeigt die γ -Dosisleistung im äußeren Bereich. Hier unterschätzt die Rechnung die Messungen bei 140 cm um einen Faktor 3. Am Schildrand außen ist jedoch wieder einigermaßen Übereinstimmung erreicht. Für γ -Dosisleistung und auch Neutronen gilt jedoch, daß eine bedeutende Verbesserung gegenüber der Auslegungsrechnung erreicht wurde.

Unregelmäßigkeiten der Primärabschirmung des NS OTTO HAHN durch mögliche Löcher und Durchbrüche, wie sie sich aus konstruktiven Gründen ergeben, wurden gesondert untersucht. So konnte durch kritische Überprüfung gezeigt werden, daß die Primärabschirmung gegenüber der ersten Auslegung nach oben und unten verstärkt werden mußte. Effekte, wie sie bei dem NS MUTSU aufgetreten sind, konnten so vermieden werden. Auf der Oberfläche des Schildtankdeckels wurden bei Vollast 100 mrem/h Neutronen gemessen, die jedoch die Betretbarkeit des Sicherheitsbehälters nicht beeinträchtigten.

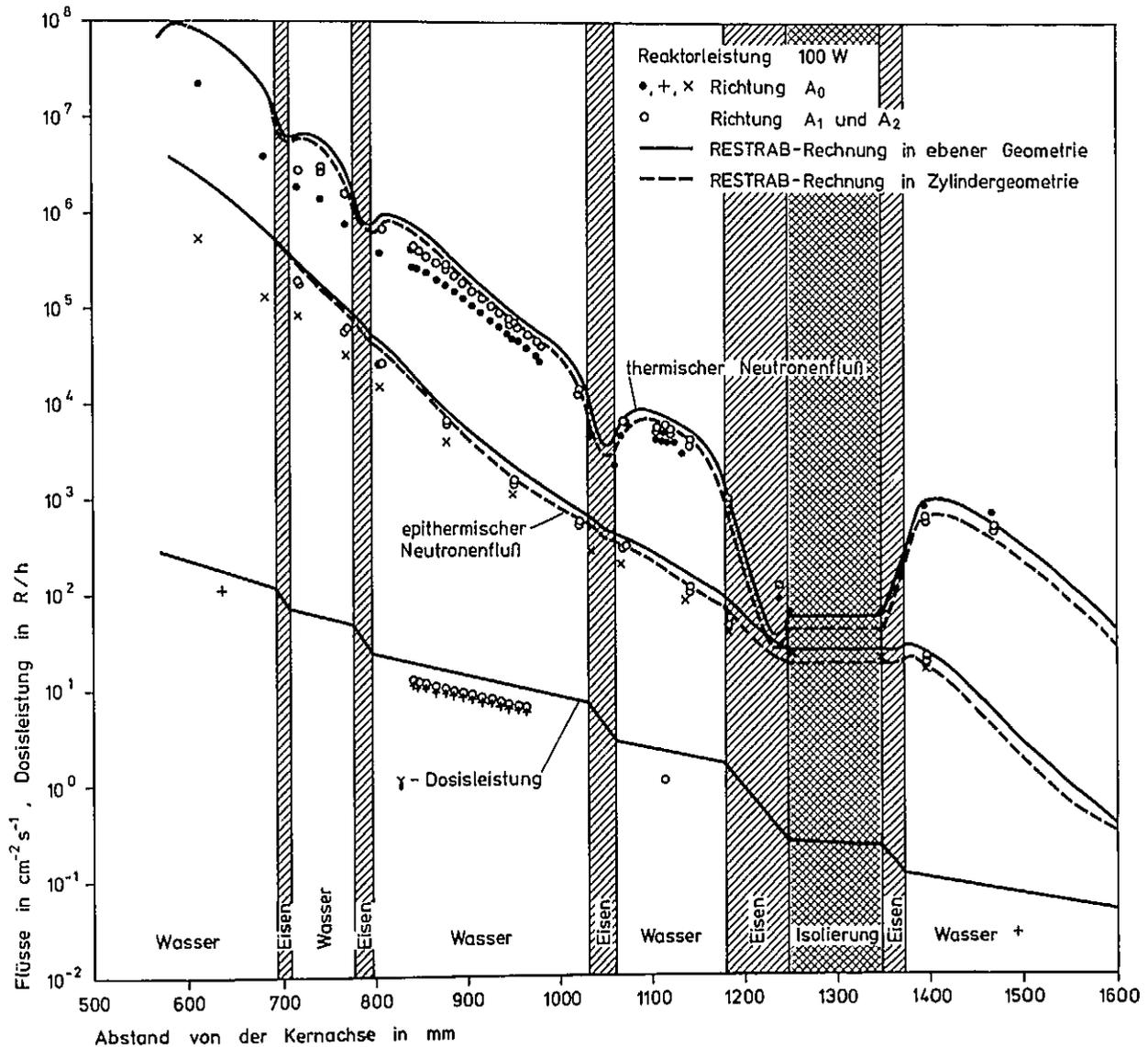


Bild 49: Verlauf des thermischen und epithermischen Flusses sowie der γ -Dosisleistung im Schildteil A

4.1.4. Reaktordynamik

Wegen der Neuartigkeit des selbstdruckhaltenden Reaktors für das NS OTTO HAHN wurde auf die dynamischen Eigenschaften dieses Druckhalteprinzips besonderes Augenmerk geworfen. Zu diesem Zweck wurde ein dynamisches Modell des Primärkreislaufes mit Schwergewicht auf der Herleitung des Druckverhaltes aus der Volumenerhaltungsgleichung entwickelt.

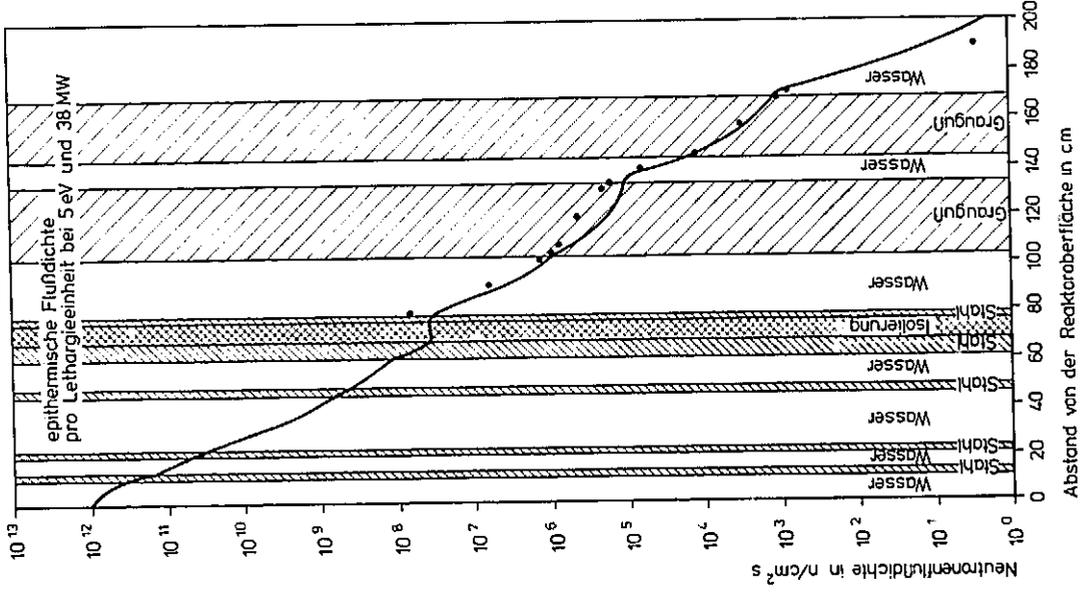


Bild 51: Epithermische Neutronenflußdichte

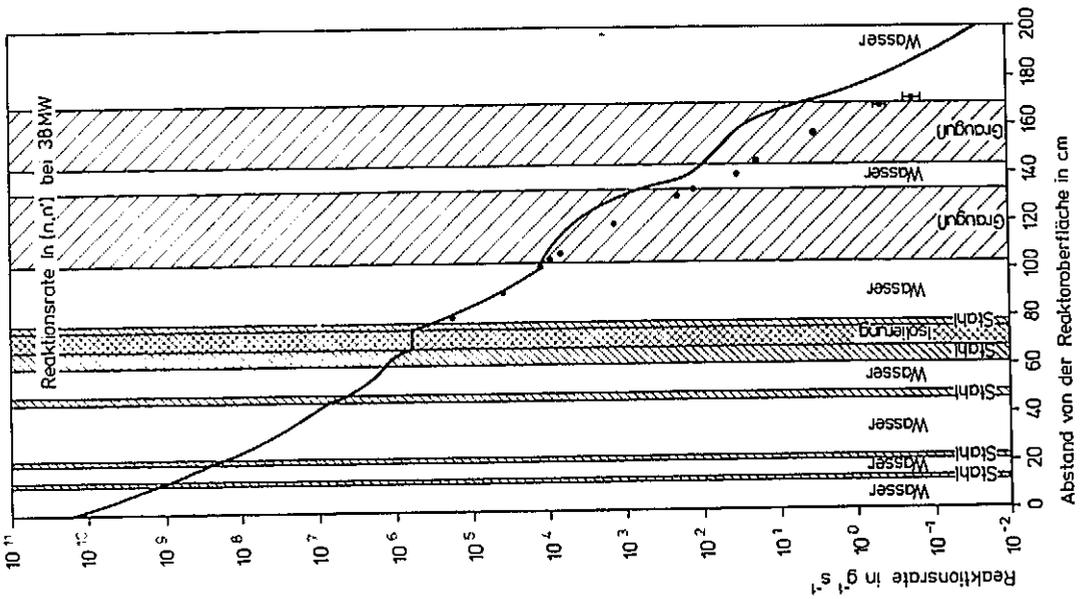


Bild 50: Reaktionsrate $^{115}\text{In}(n,n')$

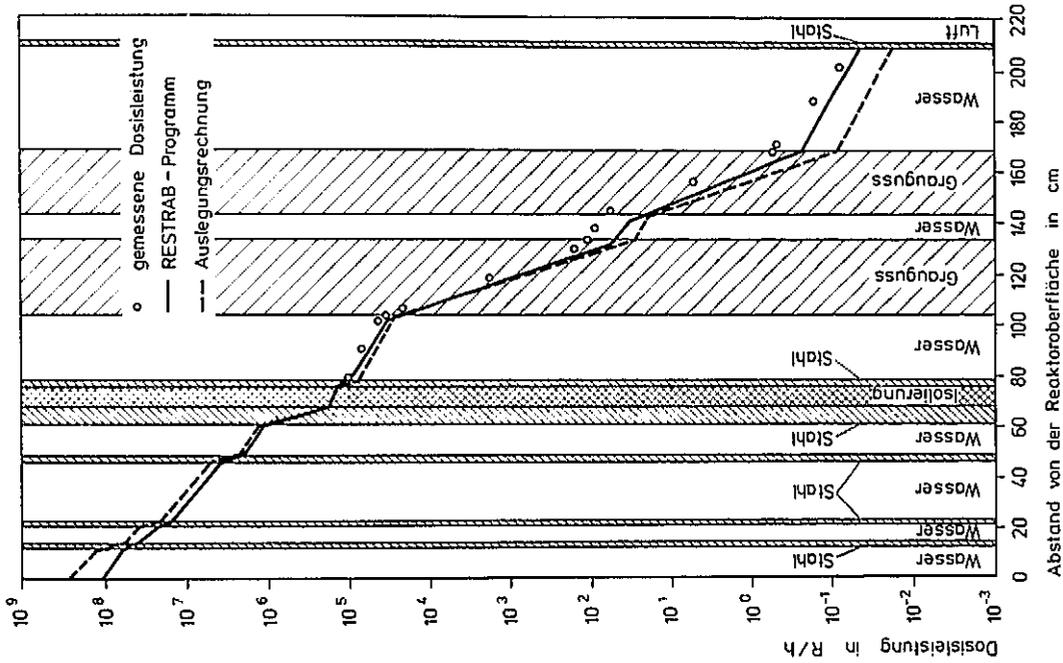


Bild 53: Gammadosisleistung

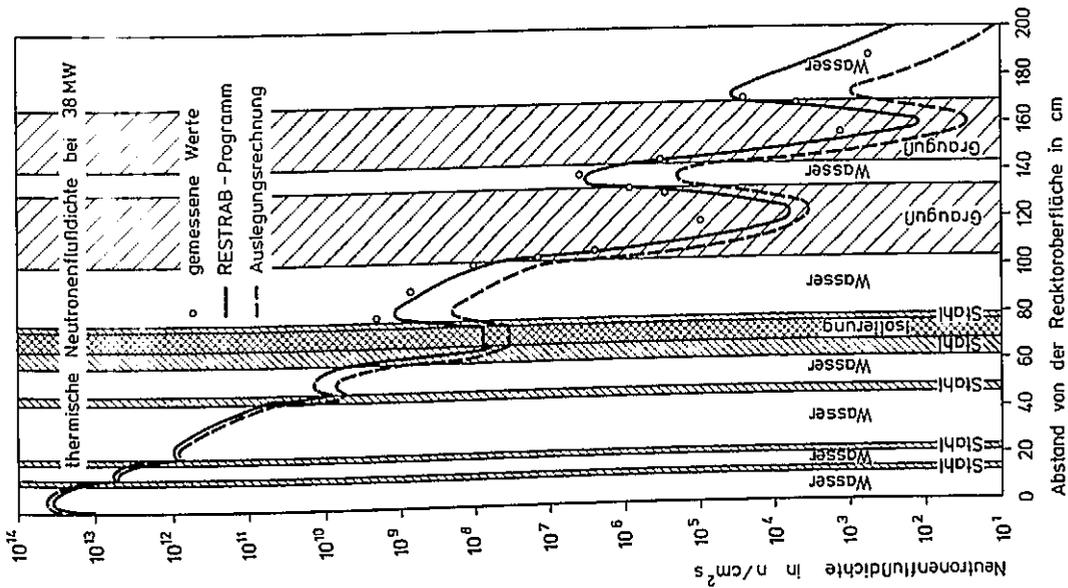


Bild 52: Thermische Neutronenfluß-
dichte

Das Kreislaufmodell des Programms DRUCK baut den Primärkreislauf aus einer Reihe von Unterräumen auf, für die die Massen- und Wärmebilanzgleichungen gelten. Die Unterräume werden entweder als Mischräume oder als Kanäle angesehen. Als Mischraum wird das Volumen bezeichnet, bei dem sich das einströmende Wasser mit dem vorhandenen Wasser sofort vermischt. In ihm sind also die Temperaturen räumlich konstant und gleich der Temperatur des ausströmenden Mediums. In Kanälen wird neben einer gewissen Mischung die Zeitverzögerung zwischen Eintritt und Austritt berücksichtigt. Das führt zu komplizierten Beziehungen und zu einer Anzahl zusätzlicher Gleichungen. In beiden Raumarten kann Sieden auftreten, bei Kanälen existiert dann eine Siedegrenze. Der Pumpendurchsatz ist eine vorgegebene Zeitfunktion. Der einen Teil des Primärkreislaufs darstellende Dampfdom wird einem Mischraum aufgesetzt, und es ergeben sich zusätzliche Bilanzgleichungen für die Dampfphase mit Beziehungen für den Massentransport durch Sieden und Kondensation, die empirische Zeitkonstanten enthalten. Die zeitliche Änderung des Druckes ergibt sich aus der Volumenbilanz des gesamten Kreislaufes als Quotient aus der Wärmeausdehnung zur Kompressibilität.

Die Raumaufteilung des Primärkreislaufes zeigt Bild 54. Kern, Kamin 1 und 2 sowie Dampferzeuger und Pumpenvorlauf sind als Kanäle, Umkehrraum und Eintrittsplenum sind als Mischräume angesetzt worden. Bei der Behandlung des Reaktorkerns wird der Neutronenfluß für die Kernwärmeleistung mit einem Punktmodell mit 6 Gruppen verzögerter Neutronen berechnet. Dieses Modell gilt unter der Annahme, daß die Leistungsverteilung im Kern zeitlich konstant ist, was bei einem so kleinen Reaktor wie dem FDR gerechtfertigt ist. Der Wärmestrom aus dem Kern ins Kühlmittel wird mit einem Zwei-Zonen-Wärmeleitungsmodell berechnet, welches das mittlere Wärmeübertragungsverhalten eines Brennstabs - aufgeteilt in Brennstoff und Hülle - repräsentiert.

Die Reaktivität des Reaktors setzt sich zusammen aus dem Regelstabreaktivitätsbeitrag, dem Moderationsbeitrag und dem Beitrag der Brennstofftemperatur. Da sich der Kern im Bereich partiellen Siedens befindet, wurde der Moderatorbeitrag der Reaktivität durch eine geeignete Funktion von Eingangsenthalpie, Sättigungsenthalpie und Aufheizspanne angenähert. Als Grundlage für die Anpassung dienten Rechnungen der Firma INTERATOM GmbH., Bergisch-Gladbach. Für die Brennstofftemperaturkoeffizienten wurde das $1/\sqrt{T_B}$ -Gesetz mit einem von

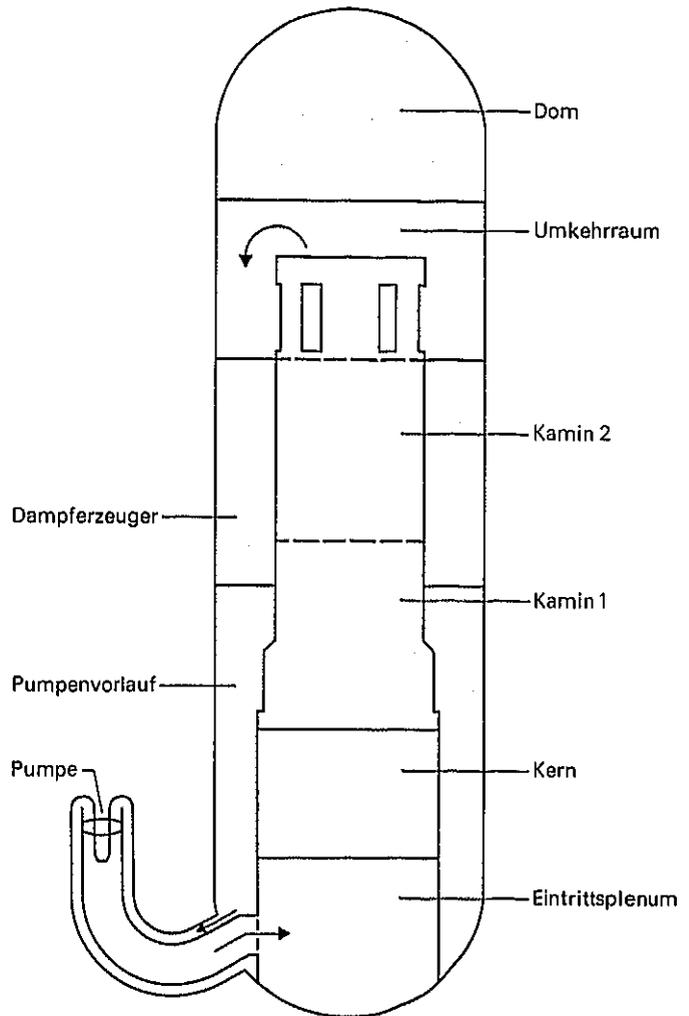


Bild 54: Aufteilung des Primärkreislaufes in Unterräume

der Wasserdichte abhängigen Koeffizienten benutzt. Die Regelstabreaktivität wurde den Ergebnissen der Nullenergieexperimente nachgebildet.

Der Dampferzeuger ist für das Programm eine Wärmesenke, die die zeitabhängige Leistungsentnahme darstellt. Es können bis zu zwei lineare Laständerungen vorliegen. Auch die Regelstäbe können rampenförmig bewegt werden. Zusätzlich ist es möglich, die Bewegung der Regelstäbe bei einer stochastischen Bewegung zwischen zwei Stellungen darzustellen. Ebenfalls können Übergänge des vorgegebenen Pumpendurchsatzes von einem Niveau auf ein anderes dargestellt werden, sowie bei Ausfall aller Pumpen der Naturumlauf aus den Auftriebskräften errechnet werden.

Im Dampfdom werden die Wärmeverluste berücksichtigt, die durch die Zufuhr von kaltem Sperrwasser in den Regelstabantrieben entstehen. Ferner werden die Wärmekapazitäten und -widerstände der Einbauten und des Druckgefäßes berücksichtigt, die einen nicht zu vernachlässigen Einfluß auf das dynamische Verhalten haben.

Eine Reihe von weiteren Optionen des Programms ermöglicht die Simulation von Betriebs- und Störfällen, wie:

- Berechnung der Ausströmraten von Dampf bei Ansprechen der Sicherheitsventile;
- Auswirkungen auf das Kreislaufverhalten bei Schnellabschaltung (Scram);
- Verläufe von Heizflächenbelastung und kritischer Heizflächenbelastung sowie Burnoutverhältnis;
- Simulation des Regelsystems durch eine Zusatzroutine.

Dieses Programm wurde umfassend anhand von Messungen zur Dynamik des Reaktors getestet. Es ergab sich die Notwendigkeit, eine Dopplergewichtung für die Brennstofftemperatur einzuführen. Diese berücksichtigt, daß die für den Dopplereffekt wesentlichen Temperaturen höher als die mittleren Temperaturen im Kern sind. Dieser einmal ermittelte Korrekturfaktor wurde dann für alle Rechnungen beibehalten.

4.1.5. Maschinenbauliche Auslegung

Im Rahmen der in den Jahren 1959 und 1960 durchgeführten Voruntersuchungen zum Bau eines Kernenergieforschungsschiffes wurden einige naßdampfspezifische Probleme erstmals erörtert und die Auswirkungen der niedrigen Dampfzustände untersucht hinsichtlich

- der Dampfmengenströme;
- der Anordnung notwendiger Entwässerungseinrichtungen;
- der Wirkungsgradverluste durch die Dampfneße.

Berechnungsverfahren waren notwendig, die diese naßdampfspezifischen Auswirkungen für Kreislauf-, Turbinen- und Turbinenstufenberechnung berücksichtigen.

In der Projektierungsphase und auch noch in der Konstruktionsphase der Sekundäranlage wurden bis zur Entscheidung über den Reaktortyp für das NS OTTO HAHN folgende Dampfzustände vor den Turbinen alternativ zugrunde gelegt:

- 51,5 bar, 305 °C, 38,0 K Überhitzung;
- 42,2 bar, 278 °C, 24,5 K Überhitzung;
- 27,4 bar, 268 °C, 39,0 K Überhitzung.

Für die Auslegungsrechnungen und die Detailkonstruktion der Hoch- und Niederdruckturbinen, die Kondensationsturbine für den Generatorantrieb und für die Gegendruckturbinen für den Speisepumpenantrieb standen nur wenige, meist ältere Arbeiten zu den Nässeverlusten in Turbinenstufen und zum Expansionsvorgang beim Übergang vom Heißdampf- in das Naßdampfgebiet zur Verfügung. Durch die ersten Betriebserfahrungen mit den Naßdampfturbinen der Versuchskernkraftwerke wurden allerdings Anfang der 60er Jahre viele theoretische und durch Experimente an Modellturbinen ergänzte Arbeiten durchgeführt.

Wesentliche Gesichtspunkte beim Bau der Maschinenanlage waren:

- Die konstruktive Gestaltung der innerhalb der Turbine in Form von Ringkanälen angeordneten Entwässerungseinrichtungen und deren Berücksichtigung bei der Berechnung der folgenden Stufe;
- die Anordnung eines mechanischen Wasserabscheiders in der Überströmleitung zwischen der Hochdruck- und der Niederdruckturbinen der Hauptantriebsanlage;
- der Einbau der Wasserabscheider in die Frischdampfleitung;
- der Schutz der Laufschaufeln vor Erosionen auf der Eintrittsseite;
- die Berücksichtigung von Meßmöglichkeiten für ausgeschiedene Entwässerungsmengen und Dampfeuchtemessungen im Bereich der Hauptturbinen.

Für das NS OTTO HAHN wurden naßdampfspezifische Auslegungs- und Konstruktionsdetails realisiert, wobei allerdings auch Mißerfolge nicht ausblieben, wie sie bei den Naßdampfturbinen der Versuchskernkraftwerke auftraten.

4.1.5.1. Hauptturbinen

Die der Auslegungsrechnung zugrunde liegenden thermodynamischen Bedingungen zeigt Bild 55 für die Nennlast von 7,35 MW.

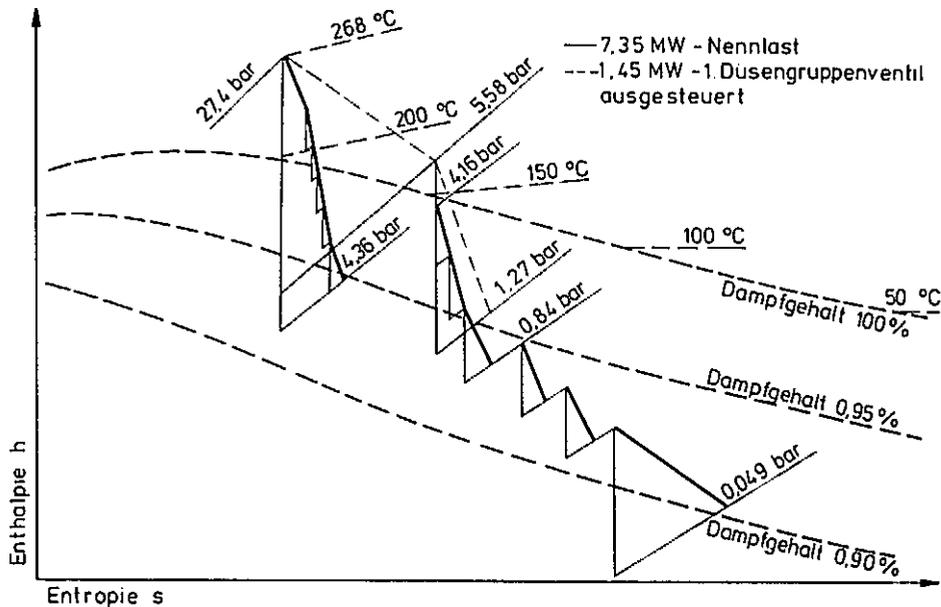


Bild 55: Expansionsverlauf im h-s-Diagramm

Die Dampffuchte am Austritt der Hochdruckturbine ist mit etwa 5 % relativ gering, die Wasserabscheidung erfolgt bis auf eine Restfeuchte von weniger als 1 %. Innerhalb der Niederdruckturbine sind Wasserabscheideeinrichtungen in Form von Ringkanälen nach den letzten vier Stufen angeordnet.

Bei ausgesteuertem ersten Düsengruppenventil erfolgt die Expansion in der Hochdruckturbine etwa gleich weit ins Naßdampfgebiet hinein (gestrichelter Expansionsverlauf in Bild 55).

Für alle Laststufen ergeben sich aufgrund einer gedrosselten Teildampfmenge und einer mehr oder weniger guten Vermischung in der Radkammer Expansionsverläufe bei geringerer Nässe.

Für die Rückwärtsfahrt werden zwei zweikränzige Curtisträder, die im Niederdruck-Turbinengehäuse angeordnet sind, über zwei Regelventile beaufschlagt.

Durch die Drosselung im Regelventil und die schlechten Wirkungsgrade der beiden Curtisträder verläuft die Expansion des Dampfes in der Rückwärtsturbine überwiegend im überhitzten Bereich.

4.1.5.2. Turbinen für den Generatorantrieb

Bei den Kondensationsturbinen für die Generatoren, deren eingehäusige Turbinen aus einer teilbeaufschlagten zweikränzigen Regelstufe und 18 Überdruckstufen bestehen, ergaben sich hinsichtlich der Naßdampfauswirkungen einige wesentliche Unterschiede im Vergleich zur Hauptantriebsturbine:

- Auf eine Dampftrocknung, die nur außerhalb der Turbine in einem Wasserabscheider mit oder ohne nachgeschaltetem Dampfüberhitzer möglich ist, wurde verzichtet;
- wesentliche Gesichtspunkte dafür waren die üblicherweise eingehäusige Bauart dieser Hilfsturbinen und der relativ schlechte Wirkungsgrad ihres Hochdruckteiles;
- hinter den letzten fünf Stufen wurden Ringkanäle als interne Entwässerungseinrichtungen angeordnet, deren konstruktive Gestaltung aber nicht so ausgeprägt sein konnte wie bei der Hauptturbine;
- die Erosionsgefährdung der letzten zwei bis drei Laufschaufelreihen liegt wesentlich höher bei einer Endnässe am Austritt der Turbine von etwa 12 %, wenn die Wirksamkeit der Ringkanäle außer acht gelassen wird;
- die Wahl von Reaktionsturbinenstufen macht ein anderes Turbinenkonzept mit Trommelläufern, im Gehäuse eingesetzten Leitschaufeln und Ausgleichskolben erforderlich.

4.1.5.3. Speisepumpenturbinen

Die Speisepumpenturbinen bestehen aus einem teilbeaufschlagten zweikränzigen Curtisrad. Der Abdampf dieser Gegendruckturbinen wird in das Entgaser-Heizdampfsystem eingespeist, dessen Druck auf etwa 3,1 bar konstant gehalten wird. Durch den schlechten Wirkungsgrad dieser Hilfsturbinen liegt der Endpunkt der Expansionslinie zwar im überhitzten Gebiet (Bild 55), die Expansion des Dampfes erfolgt aber im Bereich der Laval-Düse und des ersten Laufschaufelkranzes weit in das Naßdampfgebiet hinein. Die Nässe von etwa 8 % im Austritt der Düse beeinflusst in einem schwer erfaßbaren Umfang die Dampfqualität der Verlustdampfmenge der vorderen Stopfbuchse.

4.1.6. Schiffbauliche Auslegung

4.1.6.1. Lecksicherheit

Die besonderen Anforderungen an die schiffbauliche Auslegung und hauptsächlich an die wasserdichte Unterteilung des Schiffes für den Leckfall führten zu speziellen Überlegungen beim Schiffsentwurf:

- Die Erfüllung der strengen Leckstabilitätsvorschriften für Fahrgastschiffe nach der SOLAS-Konvention von 1960, die z.B. einen maximal zulässigen Krängungswinkel von 7° verlangen, wurde auch für das NS OTTO HAHN als normales Frachtschiff verlangt.
- Ebenso wie bei dem NS SAVANNAH wurde auch beim NS OTTO HAHN die Lecksicherheit gegenüber den Forderungen der SOLAS-Konvention erhöht: In einem Leckfall sollten statt der geforderten zwei in der Regel mindestens drei beliebige Kombinationen aufeinander folgender Schiffsabteilungen geflutet werden können, ohne daß das Schiff sinkt oder kentert.
- Die Mindestanforderungen der SOLAS-Konvention für die Lecksicherheit, insbesondere für die Stabilität im Leckfall, die dem Massengutschiff OTTO HAHN zugrundezulegen waren, sind für Fahrgastschiffe aufgestellt. Für ein Massengutschiff wie das NS OTTO HAHN waren sie naturgemäß schwerer zu erreichen.
- Eine der Ausgangsbedingungen für den Entwurf war die Erreichung des Konstruktionstiefgangs nur durch Wasserballast. Die dafür vorgesehenen Wasserballastseitentanks neben den Laderäumen mußten für einen größeren Leckfall von einer zur anderen Schiffseite hin paarweise mit Querflutkanälen verbunden und mit entsprechend großen Überlaufrohren versehen werden.
- Es mußte bei den Leckstabilitätsrechnungen ein mögliches Breiigwerden einer Erzladung und damit ein mögliches Übergehen bei einer Krängung in Betracht gezogen werden. Das war zumindest bei den Laderäumen an den Schiffsenden nötig, deren begrenzende Längswände noch innerhalb der gemäß SOLAS 1960 anzunehmenden Eindringtiefe eines Lecks von 20 % der Schiffsbreite lagen.
- Wegen der Vielzahl möglicher Beladungszustände mit Schüttgut und/oder Ballastwasser und möglicher Leckfallkombinationen konnten die sonst für Fahrgastschiffe üblichen Grenzkurven der Intaktstabilität, deren Einhaltung der Schiffsführung auferlegt wird, nicht aufgestellt werden. Stattdessen

wurden in Abstimmung mit dem Germanischen Lloyd und der Seeberufsgenossenschaft spezielle Kapitänsanweisungen gegeben.

4.1.6.2. Auslegung der Flutventile im Sicherheitsbehälter

Abweichend von konventionellen Schiffsentwürfen mußten Sicherheitsvorkehrungen für den Reaktor im Falle eines Sinkens getroffen werden. Trotz aller passiven und aktiven Schutzvorkehrungen verbleibt eine Restwahrscheinlichkeit für einen Untergang des Schiffes. Deswegen wurden - wie bei dem NS SAVANNAH - im Sicherheitsbehälter des Reaktors Flutventile eingebaut, die bei ca. 3 bar Außenüberdruck öffnen und Meerwasser einströmen lassen, um nach erfolgtem Druckausgleich wieder zu schließen. Für die Auslegung dieser Ventile, die als federbelastete Klappen mit Sollbruchbolzen konstruiert wurden, war der Gesamtöffnungsquerschnitt festzulegen. Dazu war eine Analyse der möglichen maximalen Sinkgeschwindigkeiten des im ungünstigsten Fall mit Eisenerz beladenen Schiffes für die Zeit des Druckausgleichs durchzuführen. Diese führte zu einem erforderlichen Querschnitt von 2 m^2 , der auf vier gleiche Flutklappen verteilt wurde. Die Auslegung wurde später durch Sinkmodellversuche bei der Hamburgischen Schiffbau-Versuchsanstalt GmbH (HSVA) gut bestätigt. Diese Modellversuche brachten bezüglich der Phänomene des Unterganges neue Erkenntnisse. Danach richten sich kenternde Schiffe bei ausreichender Wassertiefe wieder auf, und steil über Bug oder Heck sinkende Schiffe pendeln sich stets wieder auf eine aufrechte Lage des Schiffsrumpfes ein.

4.1.6.3. Lagerung von Reaktorantlagenteilen im Schiff

Die Lagerung des Sicherheitsbehälters mit seinen Einbauten von insgesamt ca. 1000 t im Schiff erforderte besondere Aufmerksamkeit. Einmal sollte die Unversehrtheit bei einer Kollision oder Grundberührung gesichert sein; zum anderen war die Aufnahme von Verschiebungen zwischen Schiff und Behälter beim Kühlmittelverluststörfall zu gewährleisten, der mit dem Aufbau eines Innenüberdruckes und einem Temperaturanstieg im Sicherheitsbehälter verbunden ist. Vom Reaktorhersteller und der GKSS wurden zahlreiche Varianten der Lagerung untersucht. Schließlich wurde als Lösung ein großes Kugelgelenk auf dem Schiffsinnenboden mit einer zusätzlichen gelenkstabartigen Abstützung über

dem Schwerpunkt des Behälters gewählt. Das Kugelgelenk wird durch 24 ebene Gleitflächen mit Teflonzwichenschichten dargestellt. Sie sind auf einem Kreisumfang verteilt, Teile einer stützenden Kugelpfanne darstellend. Die seitliche Abstützung besteht aus tangential zum Behälter und gleichzeitig parallel zu den Quer- bzw. Längsschotten des Schiffes verlaufenden und gegeneinander vorgespannten Zugstäben. Sie kreuzen sich in den Ecken des Reaktorraumes und sind dort mit der örtlich verstärkten Schiffsstruktur verbunden. Die Eindrückung eines Längsschottes, zu der es insbesondere bei einer Kollision kommen könnte, wirkt sich daher nicht auf den Sicherheitsbehälter aus. Die radialen und axialen Längenänderungen des Behälters sind ebenfalls ohne Zwängungsspannungen möglich. Innerhalb des Sicherheitsbehälters wiederholt sich die Lagerung des Schildtanks mit dem Druckgefäß in seiner Mitte nach demselben Prinzip.

Stahlbetonwände an der Innenseite der Längs- und Querschotte des Reaktorraums dienen als zusätzliche Strahlenabschirmung des Reaktors (Sekundärabschirmung). Die Betonwände sind 0,5 bzw. 0,6 m dick und getrennt an jeweils einem Paar einbetonierter Stahlkonsolen an den Schotten aufgehängt. Die Konsolenpaare befinden sich auf halber Länge der Wände und ungefähr in der Höhe der geringsten Biegeverformungen des Schiffsrumpfes. In den Raumecken sind die Betonwände zusätzlich mittels der durchlaufenden biegeschlaffen Bewehrungsdrähte gegeneinander in Längs- bzw. Querrichtung abgestützt. Durch die so erreichte freie Auflagerung dieser Ränder der Betonplatten sollen mögliche Massenkräfte infolge von Quer- und Längsbeschleunigungen des Schiffes mitgetragen werden. Die Betonwände sind an ihren Rändern zusätzlich so miteinander verblockt, daß vertikale Relativverschiebungen zwischen ihnen unterbunden sind. Durch Verzahnung der Ränder miteinander wird eine zur übrigen Wand adäquate Abschirmung erreicht. Auf den vier ebenen vertikalen Wandplatten ruht, gelagert auf den Oberenden der Konsolenpaare, eine angenähert halbkugelförmige Abschirmkuppel aus 0,6 m dickem Stahlbeton. In ihrem oberen Ende besitzt sie einen Deckeleinsatz aus Beton, der ein Hindurchführen des Sicherheitsbehälterdeckels gestattet. Der Bordkran für den Brennelementwechsel ist in der Lage, den zweigeteilten Abschirmdeckel im Bedarfsfall zu heben.

Das mit Wasser gefüllte Reaktorservicebecken aus Stahlbeton ist ähnlich dem Sekundärschild mittels Konsolen aufgehängt. Diese Konsolen sind an dem vorderen und hinteren Querschott des entsprechenden Schiffsraumes verschweißt

und einbetoniert. Das Becken ist in einem Block hergestellt. Der monolithische Charakter der Betonwandung ist wegen der Lage des Beckens und der Anordnung der Konsolen festigkeitsmäßig vertretbar, da sich die vertikale und horizontale Längsbiegung des Schiffes hier kaum auswirkt. Der Deckel des Servicebeckens ist so ausgelegt, daß er selbst bei theoretisch gekentertem Schiff dem Druck der Wasserfüllung standhält.

4.1.6.4. Baulicher Kollisionsschutz

Der seitliche Kollisionsschutz wurde in Anlehnung an das für das NS SAVANNAH von Minorsky entwickelte Prinzip der Energieabsorption ausgelegt. Das bedeutet, daß die Außenhaut nicht verstärkt wurde, aber zusätzliche Decks angeordnet und Verstärkungen bereits vorhandener Decks im gefährdeten Auftreffbereich vorgenommen wurden. Das Auslegungskriterium für das NS OTTO HAHN war dabei die Erreichung der gleichen Sicherheit wie beim NS SAVANNAH gegen sogenannte überkritische Kollisionen, d.h. Kollisionen, bei denen die Längswand des Reaktorraumes beschädigt wird. Unterschiede bestehen zwischen dem NS SAVANNAH und dem NS OTTO HAHN vor allem in folgenden Punkten:

- Auf einen zusätzlichen Schild gegen ein Durchstoßen des Sicherheitsbehälters aus sandwichartig angeordneten Holzschichten und Stahlgußplatten wurde beim NS OTTO HAHN verzichtet. Beim NS SAVANNAH dienten sie gleichzeitig zur seitlichen Abstützung des Behälters. Die Erfahrung aus wirklichen Schiffskollisionen spricht gegen ein Durchstoßen von Decksteilen. Spätere Modellversuche bestätigten diese Beobachtung.
- Beim NS OTTO HAHN sind alle fünf Decks zwischen Innenboden und Hauptdeck zusätzliche Schutzdecks, von denen lediglich zwei - und auch nur nach hinten - weitergeführt wurden. Um eine mögliche stärkere Kerbwirkung im auf Längsbiegung beanspruchten Schiffsrumpf zu vermeiden, wurden auch nur diese beiden Decks mit Außenhaut und Längsschott durchlaufend verschweißt. Die übrigen Decks in den Zwischenräumen wurden schmaler ausgebildet und schließen weder an die Außenhaut noch an das Längsschott direkt an.
- Die Seitenräume mit den Kollisionsschutzdecks wurden weder für Lagerräume oder ähnliches genutzt, wie es beim NS SAVANNAH der Fall war, sondern blieben leer. Es wurden dort bis auf die Doppelbodenseitenzellen auch keinerlei Schiffsräume als Tanks für Flüssigkeiten eingerichtet.

Spätere Kollisionsmodellversuche der GKSS mit dem Kollisionsschutz des NS OTTO HAHN bestätigten die Auslegung und das Verfahren von Minorsky, zeigten aber auch:

- Die besondere Gefahr durch Bugwulst-Vorschiffe für relativ langsame Massengutschiffe bei wachsenden Schiffsgrößen;
- die relativ schwache Wirkung der schmäleren, frei aufgehängten Decks;
- die praktisch unbedeutende Schutzwirkung durch die Betonabschirmwände an den Längsschotten.

4.1.6.5. Baulicher Grundberührungs- und Feuerschutz

Der Grundberührungsschutz besteht aus der Kombination eines sogenannten Dreifachbodens unterhalb des Reaktorbereiches innerhalb der Seitenlängsschotte und den besonders steif ausgebildeten Doppelbodenseitenzellen.

Der untere Teil des Dreifachbodens, der durch eine Zwischendecke wasserdicht vom oberen Teil getrennt ist und beim NS OTTO HAHN mit einer Höhe von 1,5 m 60 % der Gesamthöhe der Bodenkonstruktion ausmacht, ist beulweich ausgebildet. Damit wird für den Fall einer Grundberührung in diesem Bereich angestrebt, daß sich bleibende Verformungen nur auf den unteren Teil beschränken, also auch keine deformierenden Kräfte bis zum Sicherheitsbehälter oder dessen Fundament hin auftreten.

Der obere Teil des Dreifachbodens von nur 1 m Höhe ist dagegen sehr steif und so bemessen, daß er allein das Gewicht der Reaktoranlage einschließlich zusätzlicher Massenkräfte aufnehmen kann, wenn bei einer Grundberührung der untere Teil des Dreifachbodens zerstört ist. Die Querträger sind an die besonders steifen Bodenwrangen in den Doppelbodenseitenzellen unter den Seitenräumen für die Kollisionsschutzkonstruktion fest angeschlossen.

Diese besonders verformungsfesten Doppelbodenseitenzellen können so im Falle einer Strandung und Grundberührung im Reaktorbereich die Bodendruckkräfte auf sich ziehen und nach anfänglicher Eindrückung des Unterteils des Dreifachbodens den oberen Bereich gegen Verformungen und den Reaktorraum gegen Wassereintrich schützen.

Der untere Teil des Dreifachbodens kann keinen Ballast aufnehmen und darf nur leer gefahren werden. Der obere Teil und die Doppelbodenseitenzellen dürfen dagegen mit Wasserballast gefüllt werden.

Der bauliche Feuerschutz des Reaktorbereichs unterteilt sich in Einrichtungen zur Alarmauslösung und zur Feuerbekämpfung. Gegen eine Ausbreitung von Bränden in anderen Bereichen des Schiffes, wie Laderäumen, Maschinenräumen mit konventionellen Anlagenteilen und Brennstoffvorratstanks, ist mit je einem Querkofferdamm, der am Vorder- und Hinterende des Reaktorbereiches jeweils auf der ganzen Schiffsbreite ausgeführt ist, ein hervorragender Feuerschutz vorhanden. Die Querkofferräume sind je 1,5 m breit. Sie können im Notfall mit Wasser gefüllt werden. Damit bilden sie einen noch weit besseren Schutz gegen eine Feuerausbreitung als die den höchsten Brandschutznormen nach SOLAS entsprechenden Feuerschotte der Klasse A60.

4.2. Begleitendes Forschungs- und Entwicklungsprogramm für den Schiffsreaktor

4.2.1. Abbrandversuche (feste abbrennbare Neutronengifte)

4.2.1.1. Einleitung

Um einen Leistungsreaktor über eine vorgegebene Betriebsperiode betreiben zu können, muß man in den Reaktorkern mehr Kernbrennstoff einbringen, als zum Erreichen der Kritikalität auf dem vorgesehenen Leistungsniveau erforderlich ist. Dies hat zwei Gründe:

- Es müssen die durch den Abbrand entstehenden Brennstoffverluste abgedeckt werden;
- es muß die sich durch Spalt- und Umwandlungsprodukte im Laufe der Zeit aufbauende zusätzliche, parasitäre Neutronenabsorption kompensiert werden.

Um die durch den anfänglichen Überschuß an Kernbrennstoff im Reaktorkern hervorgerufene Überschußreaktivität auszugleichen, kann eine zusätzliche zeitvariable Neutronenabsorption im Reaktorkern durch Einbringen geeigneter neutronenabsorbierender Substanzen, sogenannter abbrennbarer Neutronengifte, realisiert werden, die durch Kernumwandlung quasi synchron zum Brennstoffabbrand und zum parallel erfolgenden Aufbau einer parasitären Neutronenabsorption abbrennen.

Als feste abbrennbare Neutronengifte kommen aufgrund ihrer neutronenphysikalischen Eigenschaften die Elemente Bor, Cadmium und Gadolinium in Frage. Sie können

- durch Beimischung zum Brennstoff in einzelnen Brennstäben;
 - als einzelne Giftstäbe anstelle von Brennstäben;
 - in Form einer Giftseele im Inneren der Brennstäbe
- in den Reaktorkern eingebracht werden.

Brennstoff mit Giftzusatz wird in Siedewasserreaktoren benutzt. Giftstäbe werden in den Erstkernen von Druckwasserreaktoren verwendet, sie wurden also auch in den FDR des NS OTTO HAHN eingesetzt. Das Giftseelenkonzept ist eine im GKSS-Forschungszentrum entwickelte Variante, mit der eine besonders gleichmäßige Leistungsdichte und Abbrandverteilung erreicht werden kann.

4.2.1.2. Giftstäbe

Wie gut die Kompensation die Überschußreaktivität über die gesamte Betriebszeit des Reaktorkerns gelingt, hängt von den nuklearen Daten der verwendeten Giftnuklide sowie deren Konzentration und Verteilung im Brennstabgitter ab. Im Falle des FDR waren zu Beginn des Abbrandzyklus Überschußreaktivitäten für das Gitter von 0,2 und mehr zu kompensieren. Um die Auswirkungen dieser Forderung auf die Auslegung von Leichtwasser-Reaktorgittern mit Giftstäben in Brennstabpositionen zu untersuchen und um geeignete Rechen-, Meß- und Experimentiertechniken zu erproben, wurden im GKSS-Forschungszentrum seit 1968 experimentelle und theoretische Abbranduntersuchungen an Modellanordnungen durchgeführt.

Die verwendete Anordnung bestand aus einer quadratischen 3x3-Anordnung von acht Brennstäben und einem zentralen Giftstab. Die Tragkonstruktion für die Stäbe entsprach dem Ausschnitt eines FDR-Brennelementes. Das Stabbündel konnte in eine Gitterposition des FRG-2¹⁾ gesetzt werden. Der Einsatz enthielt eine in axialer Richtung fahrbare SPN-Meßsonde (Self-Powered-Neutron-Meßsonde) zur Ermittlung des axialen Neutronenflußprofiles sowie des zeitlichen

¹⁾ FRG-2 = Forschungsreaktor Geesthacht 2

Verlaufes des Neutronenflusses. Die Neutronenfluenz und ihre axiale Verteilung wurde aus der Aktivierung von Co(0,48 %)-Al-Monitordrähten ermittelt, die im Versuchseinsatz aufgespannt waren (Bild 56).

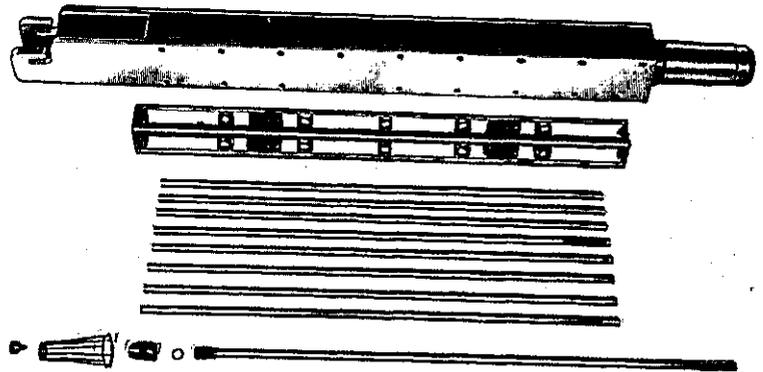


Bild 56: Modellanordnung Neunerbündel vor dem Zusammenbau

Es wurden zwei Experimente mit unterschiedlichen Giftstäben durchgeführt. Im ersten Experiment war ^{10}B das Absorbernuklid, im zweiten ^{113}Cd . Zur genauen Vermessung des Giftabbrandes, insbesondere dessen radialer Verteilung, waren in die Stäbe an verschiedenen axialen Positionen 1 mm dicke Scheiben aus Giftmaterial eingelegt, die für Zwischenuntersuchungen entnommen werden konnten. Nach jeder Bestrahlungsperiode wurde die axiale Verteilung des Abbrandes der Brennstäbe durch γ -Abtastung gemessen. Der Abbrand wurde aus der Transmission für monoenergetische Neutronen bestimmt. Die Bilder 57 und 58 geben die Konzentrationsprofile einer Bor- und Cadmiumprobe für die einzelnen Bestrahlungsperioden wieder. Der ungleichmäßige Kurvenverlauf für die borhaltige Probe ist darauf zurückzuführen, daß das Bor als Borcarbid in verhältnismäßig großen Körnern in der Aluminiummatrix verteilt war. Das als Legierungsbestandteil vorliegende Cadmium dagegen führt zu einem sehr viel glatteren Verlauf der gemessenen Abbrandprofile.

Die theoretische Bestimmung des Gift- und Brennstoffabbrandes in den Bündeln erfolgte mit dem Multigruppen-Transport-Abbrandprogramm NEUTRA in einem ein-

Symbol	○	+	▽	●	=	▽	□	x
Experiment-Nr.	101	102	103	104	105	106	107	108
Fluenz in 10^{20} nvt	0,25	0,82	1,99	5,12	6,90	10,24	11,93	15,49
Abbrand in %	0	8,1	17,5	44,0	53,0	71,5	77,9	87,6

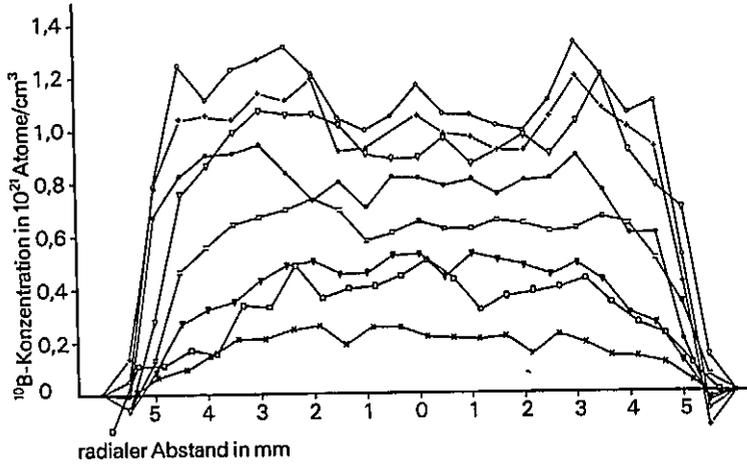


Bild 57: Radiale Konzentrationsprofile des ^{10}B , gemessen an einer Giftscheibe aus Neunerbündel 1

Symbol	○	+	●	▽	x	▽
Experiment-Nr.	200	201	202	203	204	205
Fluenz in 10^{20} nvt	0	2,91	4,21	5,42	6,42	8,03
Abbrand in %	0	47,8	66,0	78,5	85,2	94,4

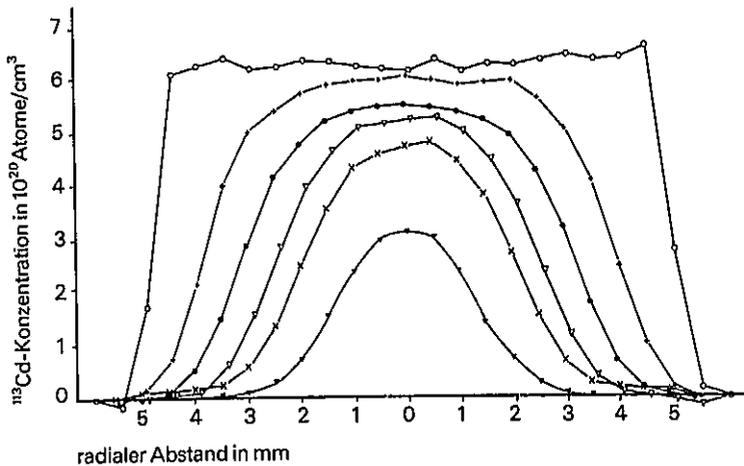


Bild 58: Radiale Konzentrationsprofile des ^{113}Cd , gemessen an einer Giftscheibe aus Neunerbündel 2

dimensionalen Zylindermodell für die Bündel, wobei zur Fluenznormierung die gemessene Kobaltaktivität benutzt wurde. Hauptfehlerquelle für die Rechnungen dürfte die Normierung an die mit den Kobaltmonitordrähten gemessenen Fluenzwerte sein, deren Genauigkeit auf ca. 5 % des Meßwertes geschätzt wird. Für die Messung des Brennstoffabbrandes wird ein Fehler unter 5 % des fima-Meßwertes erwartet.

Ergänzende Untersuchungen wurden an kurzen, ca. 20 cm langen Einzelstäben durchgeführt. Zur Untersuchung kamen bor-, cadmium- und gadoliniumhaltige Stäbe.

Die Bestrahlungsversuche wurden im FRG-2 zunächst in einfachen Halbelementeinsätzen durchgeführt. Bei den Gadoliniumexperimenten wurden Dreheinsätze verwendet. Dadurch wurden azimutale Gradienten des Neutronenflusses vermieden, was zu einer deutlichen Verbesserung der Meßgenauigkeit führte.

Mit Hilfe von Vergleichsstäben und weiteren unabgebrannten Teststäben wurden für die betrachtete Meßanordnung eine empirische Beziehung zwischen den gemessenen Reaktivitätswerten und den berechneten effektiven Absorptionsquerschnitten aufgestellt, die als Eichkurve verwendet wurde. Die Berechnung der abbrandabhängigen effektiven Stababsorptionsquerschnitte erfolgte ebenfalls mit dem Rechenprogramm NEUTRA.

Im Rahmen der Meßgenauigkeit wurde in beiden Experimenten Neunerbündel und Einzelstäbe befriedigende Übereinstimmung zwischen Messung und theoretischer Vorhersage des Abbrandes von Giftstäben, die ^{10}B oder ^{113}Cd als abbrennbares Neutronengift enthalten, erzielt.

Beim Gadoliniumexperiment wurde das Konzept des demontierbaren Stabes mit in die Pelletsäule eingelagerten Scheiben verwendet. Diese Scheiben werden dem Stab zwischen den Bestrahlungsperioden entnommen und in der an einem Strahlrohr des FRG-1 aufgebauten Neutronenradiographieapparatur GENRA-1 auf ihren Abbrandzustand hin untersucht. Bild 59 zeigt Neutronenradiographieaufnahmen einer Giftscheibe im unbestrahlten Zustand und nach sechs Bestrahlungsperioden. Die photometrische Auswertung läßt erkennen, daß die Probe nicht nur vom Rande her abbrennt, sondern daß durch Absorption epithermischer Neutronen auch die inneren Zonen bereits einen merklichen Abbrand erfahren.

Für die Werkstoffauswahl der Gifte galten die folgenden Anforderungen:

- Gute Herstellbarkeit maßhaltiger, homogener Pellets;
- geringe Neutronenabsorption durch die Matrix;
- Verträglichkeit mit dem Hüllrohrwerkstoff;
- Korrosionsbeständigkeit gegenüber Wasser von 300 °C;
- gutes Bestrahlungsverhalten.

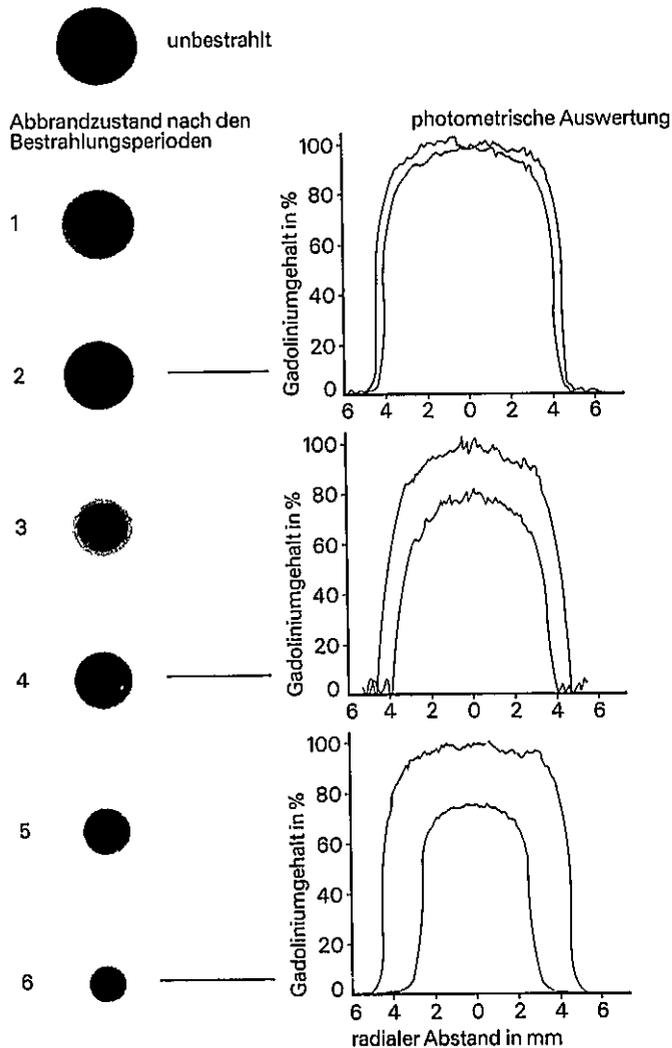


Bild 59: Neutronenradiographische Abbrandbestimmung an einer gadoliniumhaltigen Scheibe (der uneinheitliche Gang der Schwärzung mit dem Abbrand ist auf unterschiedliche Expositionszeiten bei der Neutrographie zurückzuführen)

Für den ersten Kern des FDR war vom Reaktorhersteller Bor in Form von Zirkoniumborid (ZrB_2) in einer Matrix aus Zirkoniumdioxid (ZrO_2) als abbrennbares Gift ausgewählt worden. Die Herstellung von maßhaltigen, stabilen und ausreichend homogenen Sinterpellets aus diesem Material macht bei entsprechender Sorgfalt keine besonderen Schwierigkeiten. Die Untersuchungen bei der GKSS beschränkten sich auf das Korrosions- und Bestrahlungsverhalten. Dabei wurde auch eine Variante einbezogen, bei der die Zirkoniumdioxidmatrix durch Calciumoxid stabilisiert war.

Korrosionsversuche an ungehülsten Proben in vollentsalztem Wasser bei 300 °C ergaben, daß das nicht stabilisierte Metall bereits nach einem Tag zu Gries aus Zirconiumdioxid zerfallen war. Die stabilisierte Variante war nach etwa 10 Tagen nahezu vollständig zerfallen. Kurzzeit-Bestrahlungsversuche an gehülsten Proben beider Varianten bei 300 °C bis zu einer Fluenz von etwa $2 \cdot 10^{20}$ n/cm² (E > 1 MeV) ergaben noch keine erkennbare Beschädigung und Dimensionsänderung der Pellets. Bemerkenswert war die relativ gute Rückhaltung des gebildeten Heliums.

Das unbefriedigende Korrosionsverhalten der Zirconiumborid/Zirconiumoxid-Sinterpellets führte zur Suche nach anderen Werkstoffen. Eine Reihe von Untersuchungen wurde an verschiedenen borhaltigen Gläsern durchgeführt. Korrosionsversuche bei 300 °C in vollentsalztem Wasser ergaben ein starkes Aufquellen. Im Kurzzeit-Bestrahlungsversuch bei 300 °C blieben die Proben zwar äußerlich intakt, doch wurde eine ca. 95%ige Freisetzung des beim ¹⁰B-Abbrand gebildeten Heliums beobachtet.

Korrosions- und Bestrahlungsversuche wurden außerdem an Borcarbid (B₄C) in einer Matrix aus Graphit durchgeführt. Die Korrosionsbeständigkeit dieses Werkstoffes war gut; nach 150 Tagen waren noch keine Korrosionserscheinungen zu erkennen. Im Kurzzeit-Bestrahlungsversuch blieben die Pellets intakt, doch wurde wiederum eine nahezu vollständige Freisetzung des gebildeten Heliums beobachtet.

Insgesamt muß festgestellt werden, daß ein in jeder Hinsicht befriedigender borhaltiger Werkstoff bisher nicht gefunden wurde.

Die Suche nach einem Gift mit einem gegenüber Bor deutlich höheren Einfangsquerschnitt konzentrierte sich zunächst auf cadmiumhaltige Werkstoffe. Die Wahl fiel auf Cadmiumaluminat (CdAl₂O₄) in einer Matrix aus Aluminiumoxid (Al₂O₃). Kleine Laborchargen von homogenen und festen Sinterkörpern wurden bei der GKSS hergestellt. Industriell gelieferte Pellets wiesen jedoch noch eine Reihe von Mängeln auf, z.B. war die Dichte sehr ungleichmäßig; es wurden Werte zwischen 2,06 und 3,58 g/cm³ gefunden. Die Korrosionsbeständigkeit dieser Pellets gegenüber Wasser bei 300 °C erwies sich als sehr gut. Nach Versuchszeiten bis zu fast 400 Tagen war noch kein nennenswerter Korrosionsangriff zu erkennen.

In Langzeit-Bestrahlungsversuchen bei 300 °C bis zu einer Fluenz von $1,2 \cdot 10^{21}$ n/cm² (E > MeV) wurde die gute Strahlenbeständigkeit des Materials nachgewiesen. Die Pellets waren nach dem Versuch in gutem Zustand; die Durchmesserzunahme betrug nur 0,25 %. Schliffbilder von bestrahlten Pellets zeigten keine bemerkenswerten Abweichungen vom unbestrahlten Zustand.

Cadmiumaluminat in Aluminiumoxid erscheint aufgrund der vorliegenden Untersuchungsergebnisse ein aussichtsreicher Giftwerkstoff zu sein, sofern es ein brauchbares Herstellungsverfahren für größere Mengen einwandfreier Pellets einheitlicher Dichte gibt.

Angesichts der Schwierigkeiten, die sich bei der Herstellung des cadmiumhaltigen Materials ergaben, wurde für den Reaktor des geplanten NCS 80 (Nukleares Container-Schiff mit 80 000-WPS-Antriebsanlage) ein gadoliniumhaltiger Werkstoff entwickelt, dessen technische Erprobung im FDR erfolgte. Dieser Werkstoff besteht aus Gadoliniumaluminat (GdAl₃) in einer Matrix aus Aluminiumoxid (Al₂O₃).

Zur Ermittlung der radialen und axialen Gadoliniumverteilung in den Pellets wurde eine autoradiographische Methode herangezogen, bei der die Konversions-elektronen, die dem Neutroneneinfang im ¹⁵⁵Gd folgen, zur Abbildung benutzt wurden. Hierbei konnte in einigen Fällen eine ungleichmäßige Gadoliniumkonzentration nachgewiesen werden.

Die Korrosionsfestigkeit des Materials wurde bei 300 °C in vollentsalztem Wasser über einen Zeitraum von 450 Tagen mit mehreren zwischenzeitlichen Messungen des Gewichtsverlustes untersucht. Dabei blieben die Pellets intakt und wiesen in den meisten Fällen nur eine äußerst geringe Gewichtsabnahme auf.

Die Bestrahlungsversuche wurden bei 300 °C bis zu einer Fluenz von $0,5 \cdot 10^{21}$ n/cm² (E > 1 MeV) durchgeführt. Nach der Bestrahlung waren sämtliche Pellets in gutem Zustand, sie wiesen keine Risse und nur unbedeutende Abplatzungen an den Rändern der Stirnflächen auf. Die Pellets waren jedoch merklich geschwollen.

Der erste Kern des FDR wurde nach 4 Betriebsjahren (mehr als 25 000 Betriebsstunden) entladen. Im Rahmen des Nachuntersuchungsprogrammes an einem hochabgebrannten Brennelement wurden auch 12 Giftstäbe untersucht. Sämtliche

Stäbe waren intakt und äußerlich in einwandfreiem Zustand, von drei Giftstäben wurde die in Bild 60 wiedergegebene Neutronenradiographie angefertigt. Man erkennt, daß die Stützrohre durch die von der Pelletsäule ausgehenden Kräfte teilweise eingeknickt sind, und daß die Federn am oberen Stabende durch das axiale Schwellen der unterschiedlichen Pelletsäulen in unterschiedlichem Maß gestaucht wurden. Als Ursache für die hohe Schwellrate wurde zunächst eine strahlungsinduzierte Phasenumwandlung der Zirconiumdioxidmatrix angenommen. Für den zweiten Kern des FDR wurde daher Zirconiumborid in Zirconiumoxid mit einem Zusatz von etwa 5,5 % Calciumoxid verwendet. Dieser Zusatz sollte die tetragonale Hochtemperaturphase des Zirconiumdioxids, die eine höhere Dichte aufweist als die bei Raumtemperatur stabile Phase, stabilisieren.

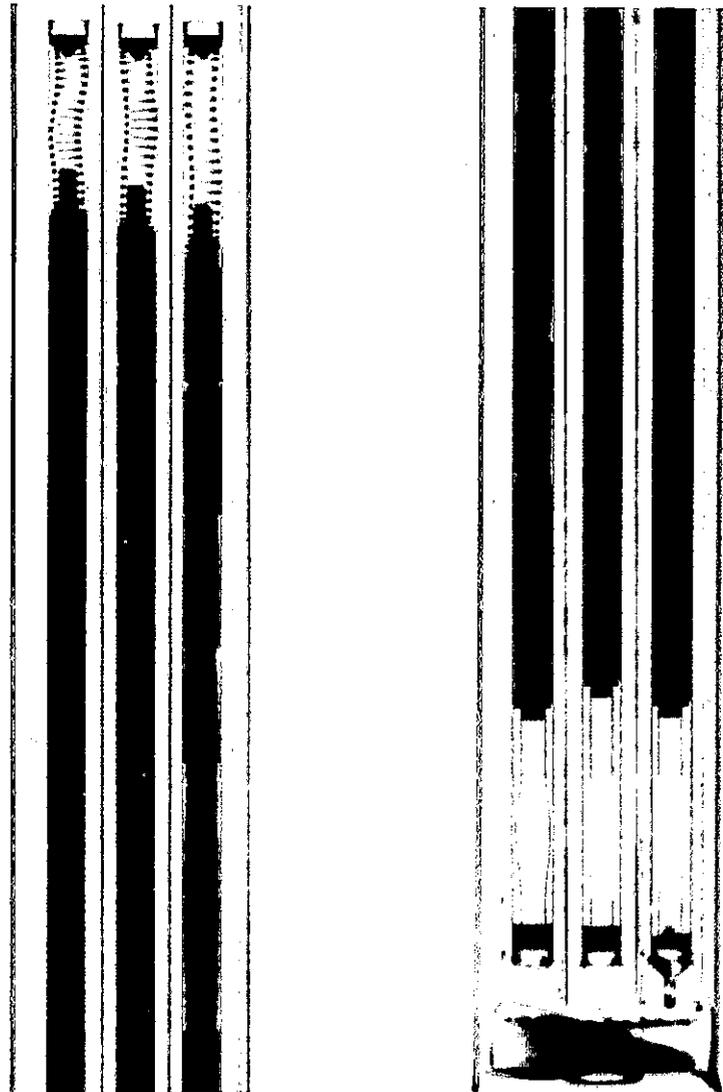


Bild 60: Neutronenradiographie von Giftstäben aus dem ersten Kern des FDR

Ein Teil der Giftstäbe ist aus dem zweiten FDR-Kern beim letzten Brennelementwechsel wieder entnommen und untersucht worden; die Schwellrate lag er-

neut hoch. Dies läßt darauf schließen, daß nicht Phasenumwandlung, sondern das beim Abbrand des ^{10}B gebildete Helium für das Schwellen verantwortlich ist.

4.2.1.3. Brennstäbe mit zentraler Giftseele

Die bei der GKSS entwickelten Brennstäbe mit zentraler Giftseele enthalten den Brennstoff in Form von Urandioxid-Ringtabletten und eine zentrale Seele aus Borgraphit. Ein aus Giftseelenbrennstäben aufgebauter Reaktorkern hat eine besonders gleichmäßige Leistungsdichte- und Abbrandverteilung bei einer relativ hohen spezifischen Brennstoffleistung, wobei sich die bekannte Methode zonenweise unterschiedlicher Brennstoffanreicherungen mit der Verwendung unterschiedlicher Giftanreicherungen und Teillängenvergiftung der Seelen in den Giftstäben zur Optimierung ausnutzen läßt.

Um die neutronenphysikalischen Eigenschaften des Giftseelen-Brennstabkonzeptes in Abhängigkeit vom Abbrand zu untersuchen, wurden umfangreiche Gitterstudien durchgeführt.

Das Bild 61 zeigt als Beispiel dieser Untersuchungen die Verläufe des Multiplikationsfaktors k_{∞} als Funktion des Abbrandes in Abhängigkeit von der Giftanreicherung in der Borgraphitseele bei einer konstanten Gitterteilung von 22,0 mm und 4,0 Gew.-% Urananreicherung. Die Kurven zeigen das typische Abbrandverhalten eines Reaktorkerns mit festen abbrennbaren Giften.

Aufgrund der Ergebnisse der Gitterstudie wurde ein Kern vom EFDR-Typ mit $147 \text{ MW}_{\text{th}}$ konzipiert. Das Bild 62 zeigt den Querschnitt der Mikrozeile des Brennelementgitters aus Brennstäben mit zentraler Giftseele. Die Giftseele im Brennstabinneren besteht aus Borgraphit und enthält in den neun inneren Brennelementen 3,5 Gew.-% und in den 12 äußeren Elementen 1,7 Gew.-% natürliches Bor. Die Durchrechnung dieses Kerns ergab ausreichende Ergebnisse bezüglich der geforderten neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Eigenschaften.

Giftseelenbrennstäbe haben bei gleicher spezifischer Brennstoffleistung geringere mittlere Brennstofftemperaturen als normale Brennstäbe. Dies führt

zu einer kleineren Spaltproduktfreisetzung und einer geringeren Speicherwärme pro Stab, beide wichtige sicherheitstechnische Aspekte. Die Freisetzung des durch den Borabbrand gebildeten Tritiums aus dem Borgraphit beginnt ab 800 °C, es wird jedoch durch das Zircaloyhüllrohr zurückgehalten. Die zusätzliche Produktion von Tritium aus Borgraphit ist vergleichbar der Tritiumproduktion aus der Uranspaltung.

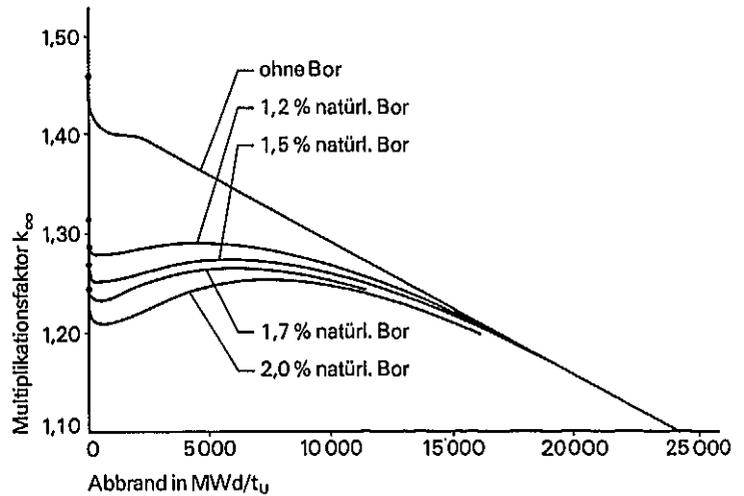


Bild 61: Abbrandverhalten eines Reaktorkerns aus Giftseelenstäben

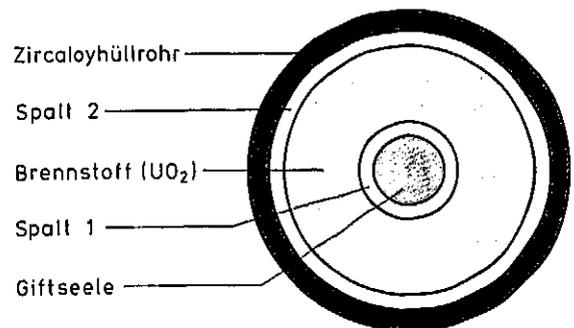


Bild 62: Mikrozelle: Brennstab mit zentraler Giftseele

Die erreichbare Längenleistung wird von der Verträglichkeit zwischen den UO₂-Ringtabletten und der Borgraphitseele bei hoher Temperatur bestimmt. Laborversuche ergaben, daß bis etwa 1450 °C die beiden Werkstoffe miteinander hinreichend gut verträglich sind. Einer solchen Brennstabzentraltempe-

ratur entspricht eine Stablängenleistung von etwa 450 W/cm. Dieser Wert liegt im Bereich der maximalen Längenleistung konventioneller Brennstäbe bei heutiger Reaktorauslegung.

Zusammenfassend kann gesagt werden, daß die bisherigen theoretischen, wirtschaftlichen und technologischen Untersuchungen des Giftseelen-Brennstabkonzeptes und des gewählten Kernkonzeptes zufriedenstellende Ergebnisse geliefert haben. Eine weitere Optimierung des Kerns sowie eine eventuelle Erhöhung der zulässigen maximalen Stabileistung würden zu noch günstigeren Werten führen.

4.2.2. Thermofluiddynamische Experimente

Die thermodynamischen experimentellen Untersuchungen betrafen hauptsächlich den ersten und zweiten Kern des FDR. Sie wurden von einigen Arbeiten für den integrierten Dampferzeuger begleitet.

Weil die Betriebsparameter des FDR, wie Kerngeometrie, Systemdruck, Enthalpie am Kernein- und -austritt, zum größten Teil zwischen denjenigen von Druck- und Siedewasserreaktoren liegen, mußten die die Reaktorleistung maßgeblich beeinflussenden Größen experimentell und theoretisch zur Absicherung der Auslegung erfaßt werden. Als besonders wichtig wurden angesehen:

- Die experimentelle und modellmäßige Erfassung des volumetrischen Dampfgehaltes bei mittleren Unterkühlungen ($\Delta h/r < 0$) am Eintritt des Reaktorkerns, (auch unter Berücksichtigung der Schiffsbewegungen);
- die experimentelle Überprüfung der empirischen Korrelationen für die Vorausberechnung der kritischen Heizflächenbelastung.

Für den integrierten Dampferzeuger entstanden Fragen bei der Berechnung des primärseitigen einphasigen Wärmeüberganges bei hohen Re-Zahlen ($Re \geq 1,6 \cdot 10^5$) und des sekundären zweiphasigen Wärmeüberganges für den gesamten thermodynamischen Bereich unter Berücksichtigung der besonderen Konstruktionsgegebenheiten des FDR-Dampferzeugers.

Das Untersuchungsprogramm begann mit der experimentellen Untersuchung des Dampfvolumenverhaltens unter dem Einfluß vertikaler Bewegungen des Schiffes,

die bis zu einer Beschleunigung von 3 g auf dem Schlingerstand der GKSS simuliert wurden. Obwohl diese in Zusammenarbeit mit der AEG in einer 2x3-Stab-bündelmeßstrecke durchgeführten Versuche überwiegend den Siedewasserreaktor simulierten, wurden durch Variation der Versuchsparameter auch Erkenntnisse über das betriebliche Verhalten des FDR gewonnen. Die so gemessenen Schwankungen des Dampfblasenanteils unter dem Einfluß der Schiffsbewegungen für den Siedewasserreaktor waren etwas größer als nach rein theoretischen Überlegungen zu erwarten war. Sie lagen jedoch im Bereich für die Auslegung annehmbarer Grenzen.

In einer Untersuchung zur Berechnung des unterkühlten volumetrischen Dampfgehaltes wurden die verschiedenen Berechnungsmodelle miteinander und mit gemessenen Versuchswerten verglichen, um mögliche Schwachstellen der Modelle, die einer weiteren experimentellen bzw. mathematischen Überarbeitung bedürfen, aufzuzeigen, wie z.B. den Einfluß des Fluidtemperaturprofils auf die Kondensation der Dampfblasen. Daraufhin wurde bei der M.A.N. Maschinenfabrik Augsburg-Nürnberg AG, Nürnberg, und bei der Babcock & Wilcox Ltd., London, ein Versuchsprogramm zur Bestimmung des Dampfvolumenthaltes und der Vorgänge bei Entstehung und Kondensation von Dampfblasen im unterkühlten Wasser initiiert.

Die experimentellen und theoretischen Arbeiten bezüglich des volumetrischen Dampfgehaltes als auch diejenigen der kritischen Heizflächenbelastung waren nach Fertigstellung des ersten Kerns auf den zweiten Kern ausgerichtet. Der zweite Kern sollte mit fast der doppelten Leistungsdichte des ersten Kerns konzipiert werden, und zur Gewährleistung der gleichen Sicherheit mußten die Auslegungsgrenzen genauer bestimmt werden. Zur Verifikation des Auslegungsprogrammes DYNAMIT für die Kernthermofluidynamik waren reaktorähnliche Versuche erforderlich.

Die experimentelle Ermittlung der kritischen Heizflächenbelastung erfolgte in 4- und 9-Stabbündelgeometrien. Die Messungen wurden bei den ebengenannten Firmen durchgeführt. Die gemessenen kritischen Heizflächenbelastungen wurden mit mehreren Beziehungen, wie z.B. W2, W3, Wilson/Ferrel und Janssen/Levy, mittels zweier Rechenprogramme korreliert. Eines dieser Programme war das thermofluidynamische Auslegungsprogramm DYNAMIT.

Der Druckverlust über Reaktorkern und Kernstützgerüst unter Berücksichtigung der Pumpenkennlinien und der Druckverlust über dem Dampferzeuger bestimmen maßgebend den Kerndurchsatz. Der Druckverlust eines Wasser-Dampf-Zweiphasengemisches ist direkt proportional dem Druckverlust in der Einphasenströmung unter Berücksichtigung eines sogenannten zweiphasigen Multiplikationsfaktors. Dieser ist u.a. eine Funktion des volumetrischen Dampfgehaltes.

Der zweiphasige Multiplikationsfaktor war Gegenstand von verschiedenen experimentellen und theoretischen Untersuchungen. Der einphasige Druckverlust für das Originalbrennelement als auch die Strömungsverteilung aufgrund der besonderen Abstandshalterkonfiguration wurde für den zweiten Kern gemessen. Der Druckverlust über das Stützgerüst konnte dagegen erst nach Einbau im Reaktor gemessen werden. Diese Messungen zeigten, daß im Vergleich zum ersten Kern und auch aufgrund der sehr steilen Kennlinien der Primärpumpen keine wesentliche Änderung im Durchsatz des Kernes auftrat.

Messungen direkt am Dampferzeuger des Reaktors haben bestätigt, daß er überdimensioniert worden ist. Bei einem möglichen zweiten Dampferzeuger während der Lebenszeit des Reaktors, aber auch für zukünftige Anlagen dieser Art, wurden an Modellen des Dampferzeugers Messungen des Wärmeüberganges vorgenommen, die zur Verbesserung bzw. Absicherung des im Jahre 1966 erstellten Dampferzeuger-Auslegungsprogrammes DAUS dienten.

4.2.3. Strahlenschutzuntersuchungen (Primärkreislaufaktivität)

In den Jahren 1972 bis 1978 wurden während mehrerer Fahrten des NS OTTO HAHN radiologische Messungen durchgeführt mit dem Ziel, das Langzeitverhalten des Reaktorkerns im Hinblick auf die Dichtigkeit der Brennstab-Hüllrohre zu untersuchen.

Die Brennstab-Hüllrohre des ersten Kerns waren aus 0,35 mm dickem Edelstahl gefertigt. Trotz hoher Beanspruchung durch Seebewegungen, schnelle Laständerungen und große Leistungsstufen wurden keine Brennstab-Hüllrohr-Undichtigkeiten festgestellt.

Die gammaspektroskopische Analyse des Primärwassers mit einem hochauflösenden (Ge-Li)- γ -Spektrometer an Bord ergab folgende radioaktive Korrosionsprodukte: ^{51}Cr , ^{58}Co , ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{182}Ta , daneben die Spaltedelgase ^{133}Xe und ^{88}Kr , die sich auch bei dichten Hüllrohren nicht vollständig zurückhalten lassen (Tabelle 21, Bild 63).

Tabelle 21: Nuklide im Primärwasser (erster Kern)

Nuklid	spezifische Aktivität in Ci/m ³
^{51}Cr	1,4 E-02
^{58}Co	4,6 E-03
^{60}Co	1,0 E-04
^{182}Ta	1,3 E-05
^{59}Fe	5,7 E-06
^{187}W	< 5,0 E-06
^{95}Zr	< 5,0 E-06
^{95}Nb	< 5,0 E-06
^{54}Mn	< 5,0 E-06

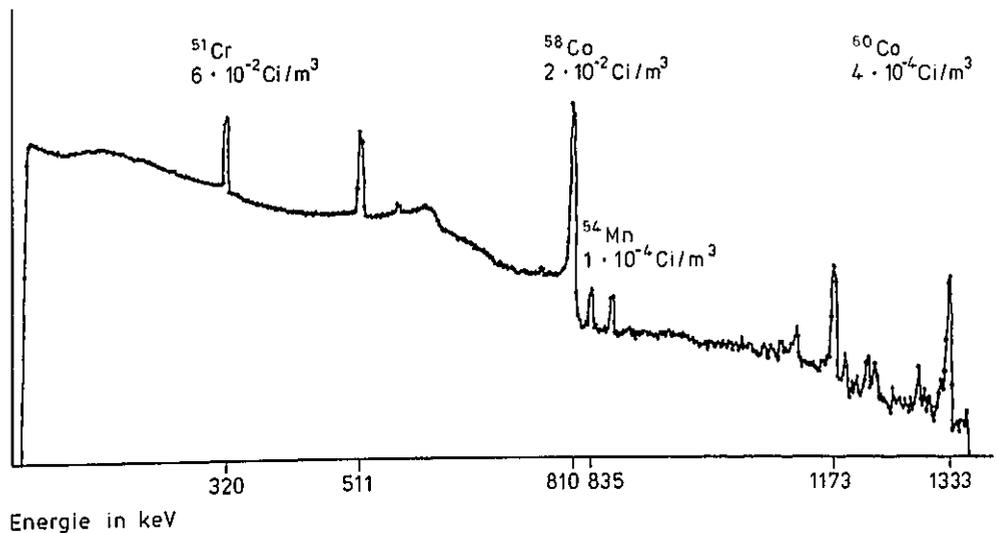


Bild 63: Nuklide im Primärwasser (erster Kern)

Nach dem Anfahren des ersten Zyklus des zweiten Kerns, bei dem die Hüllrohre der Brennstäbe aus Zircaloy-4 bestanden, änderte sich die nuklidspezifische

Zusammensetzung des Primärwassers. Neben einem Restanteil an Korrosionsprodukten aus dem ersten Kern und den erwähnten Spaltedelgasen wurden Isotope des Spaltproduktes Jod beobachtet. Wegen des hohen Dampfdrucks des Jods konnte ein Teil infolge Brennstab-Undichtigkeiten ins Primärwasser gelangen.

Der Aktivitätsverlauf bei Lastwechselvorgängen zeigte ein schon bei Kernkraftwerken gefundenes typisches Verhalten: Einer Laständerung von Vollast (38 MW) auf Grundlast (5 MW) folgte unmittelbar ein Anstieg der Jod- und Spaltgasaktivität von 10^{-3} Ci/m³ auf 10^{-2} Ci/m³ (Bild 64). Möglicherweise führt die mit dem Lastwechsel verbundene Temperaturerniedrigung im Brennstoff zu einer Kontraktion der Brennstoffpellets, die dann einen größeren Teil des Ringspalt-Aktivitätsinventars zu einer Schadstelle am Hüllrohr freigeben. Auch ein Pumpeffekt durch das temperaturbedingte Schrumpfen des Hüllrohrs könnte die Ursache sein.

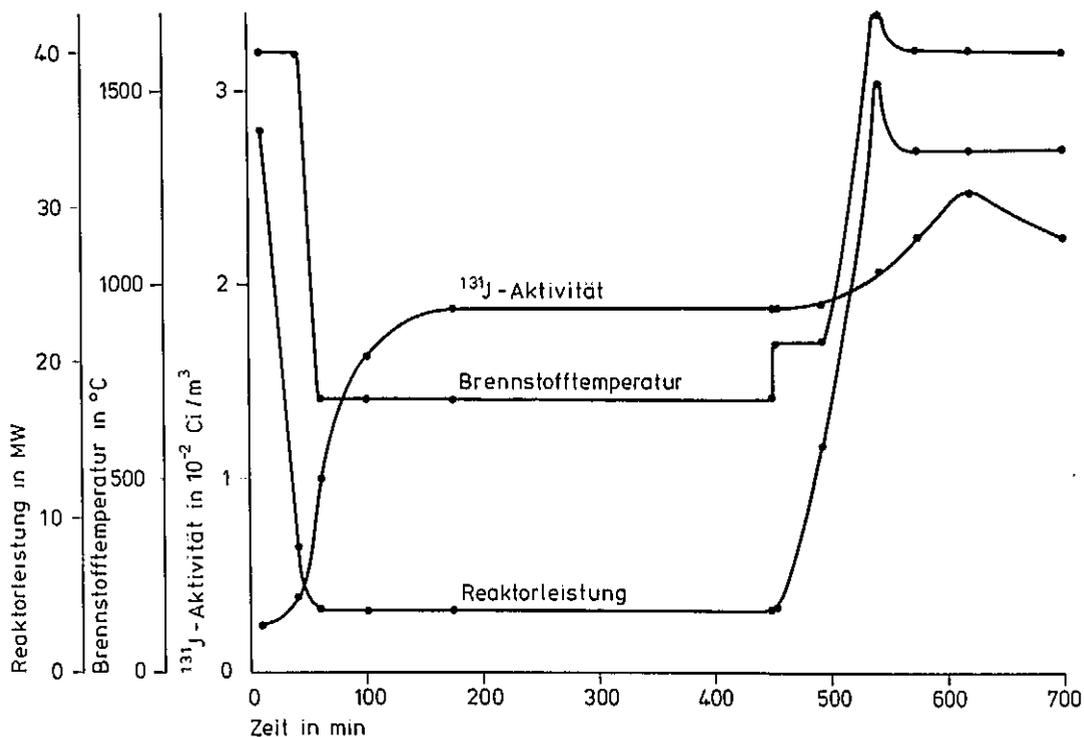


Bild 64: ¹³¹J-Aktivität beim Lastwechsel (Mai 1973)

Im Laufe einer längeren Frachtreise erfolgte jedoch eine Umkehr des beschriebenen Verhaltens bei Laständerungen und führte damit zu einer leistungsproportionalen Freisetzung der Spaltgasaktivitäten.

Ein weiterer Hinweis auf Brennstab-Hüllrohr-Defekte ergab sich im August 1973 aus dem Primärwasserspektrum: Das Auftreten von ^{239}Np ließ auf einen direkten Kontakt zwischen Primärwasser und Spaltstoff schließen. Die Neptuniumaktivität betrug $\approx 10^{-2} \text{ Ci/m}^3$ bei Vollast. Die Gesamtaktivität des Primärwassers erreichte dabei Werte von 1 Ci/m^3 (Tabelle 22, Bild 65). Auf den Betrieb der Reaktoranlage hatten diese Primärkreislauf-Aktivitäten aber keine unmittelbare Auswirkung.

Tabelle 22: Nuklide im Primärwasser (zweiter Kern)

Nuklid	spezifische Aktivität in Ci/m^3
^{133}Xe	7,0 E-03
^{135}Xe	4,1 E-02
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	3,5 E-03
^{87}Kr	2,6 E-02
^{88}Kr	3,5 E-03
^{131}J	8,3 E-04
^{132}J	1,5 E-02
^{133}J	7,1 E-03
^{134}J	3,0 E-02
^{135}J	3,4 E-03
^{101}Tc	8,5 E-02
^{239}Np	2,5 E-02
^{51}Cr	7,3 E-03
^{54}Mn	1,8 E-03
^{58}Co	2,8 E-03
^{60}Co	2,9 E-03

Nach dem Umsetzen der Brennelemente begann der zweite Zyklus des zweiten Kerns mit einer Erprobungsfahrt im August 1976.

Obwohl ein mit Thermoelementen bestücktes Versuchselement mit optisch sichtbarem Hüllrohrschaden entfernt worden war, erfolgte bei mittlerer Reaktorleistung erneut eine Freisetzung von Spaltprodukten sowie von ^{239}Np in das Primärwasser.

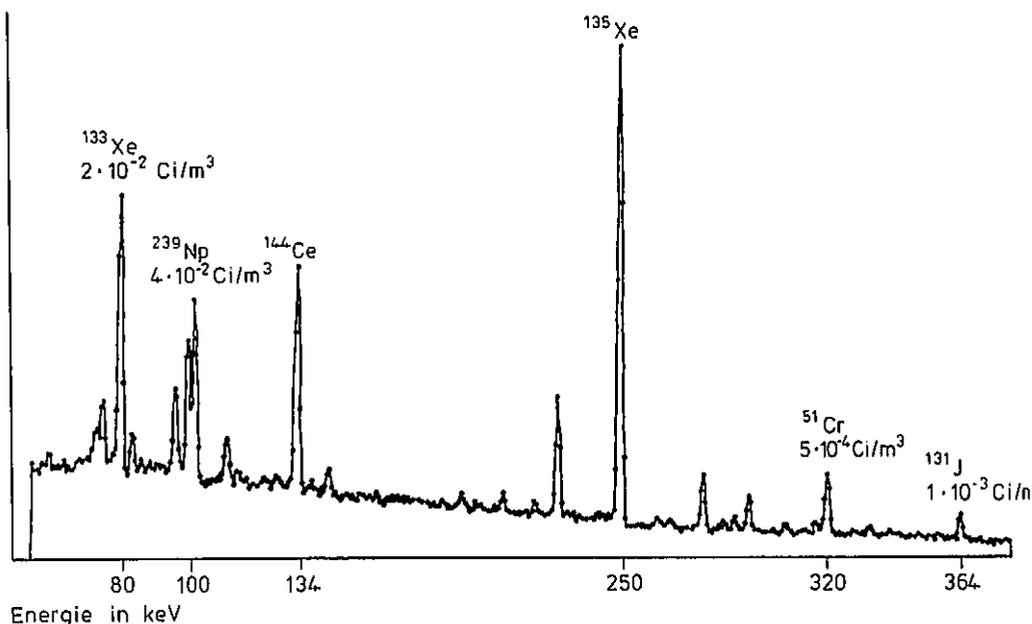


Bild 65: Nuklide im Primärwasser (zweiter Kern)

Die nuklidspezifischen Primärwasseranalysen ließen nicht eindeutig erkennen, ob es sich um neu aufgetretene Brennstab-Undichtigkeiten handelte, bzw. Brennstoffreste aus dem ersten Zyklus einen neuen Brennstabschaden vortäuschen oder außer dem Versuchseckelement bereits weitere Elemente defekte Hüllrohre besaßen. Allein die Tatsache, daß sich die spezifische Spaltprodukt- und Neptunium-Aktivitätskonzentration im Primärwasser trotz der ständig betriebenen Bypassreinigung im Laufe der beiden folgenden Betriebsjahre nicht wesentlich verändert hatte, ließ eine neu aufgetretene Hüllrohrundichtigkeit vermuten.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß ein Betrieb mit Primärkreisaktivitäten der genannten Zusammensetzung und Größenordnung bei Reaktoren mit integrierem Dampferzeuger zu keinen Behinderungen der Inspektionsarbeiten während des Betriebes führt. Eine erhöhte Freisetzung von Spaltgasen wird vermieden, wenn auf die Dichtigkeit des Primärkreises gegenüber dem Austritt gasförmiger Spaltprodukte geachtet wird.

4.2.4. Naturumlaufversuche

Der FDR hat aufgrund der Anordnung seiner Komponenten im integrierten Pri-

märkreislauf gute Naturumlaufeigenschaften. Zur Berechnung des stationären Naturumlaufs wurde das Programm CIRCUS aufgestellt, das aus dem Dichteunterschied des Kühlmittels zwischen innerem Ringraum (Kern, Kamin) und äußerem Ringraum (Dampferzeuger, Pumpenstutzen) das Nutzgefälle ermittelt, zu dem für einen bestimmten hydraulischen Widerstand des Primärkreislaufes eine entsprechende Naturumlaufmenge gehört.

Zur Überprüfung der bei der Berechnung des Naturumlaufs getroffenen Annahmen sowie der daraus abgeleiteten Ergebnisse wurden Versuche durchgeführt. Anlässlich des Brennelementwechsels ergab sich die Möglichkeit, den Reaktor im Naturumlauf, d.h. mit abgeschalteten Primärumswälzpumpen, auf Leistung zu fahren. Unter Berücksichtigung der durch die Betriebsinstrumentierung der Anlagen zu erreichenden Meßgenauigkeit ließen sich das Programm CIRCUS und der angenommene hydraulische Widerstand des Primärkreislaufes aus den Versuchsergebnissen sowie aus den aufgezeichneten stationären Berechnungszwischenstufen überprüfen.

Die Auswertung hat gezeigt, daß die in der Rechnung angenommene Widerstandskennlinie des Primärkreislaufes im Bereich kleiner Durchsätze zu geringe Druckverluste im Vergleich zur Messung ergab. Die hierbei aufgetretenen Diskrepanzen könnten durch die undefinierte Stellung der Primärpumpen-Rückschlagklappen während der Versuche bei verschiedenen Durchsätzen erklärt werden. Daher ist für eine genauere Auswertung das Verhalten der Rückschlagklappen in Verbindung mit der Primärumswälzpumpe und in Abhängigkeit vom Durchsatz erforderlich.

4.2.5. Experimente auf dem Schlingerstand und Schwingungstests

4.2.5.1. Allgemeines

Vor Fertigung der 12 Regelstab-Antriebseinheiten für den FDR wurden umfangreiche Versuche an Komponenten sowie auch an einem kompletten Prototyp durchgeführt. Unter Reaktordruck und -temperatur und bei simulierten Schiffsbewegungen wurden Schnellabschaltungen in einer Anzahl durchgeführt, die mindestens der einer Kernlebensdauer entsprachen. Die gesamte Bauserie der 12 Einheiten wurde unter gleichen Bedingungen einem kurzen Funktionstestprogramm unterzogen.

4.2.5.2. Beschreibung des Schlingerstandes

Mit dem in Bild 66 dargestellten Schlingerstand wurden Prüfkörper zur Erfassung der Seegangsbeanspruchungen simulierten Schiffsbewegungen ausgesetzt. Die Testeinrichtung besteht im wesentlichen aus einem Kurbeltrieb mit zwei Pleuelstangen, deren Antriebsmotor (236 kW) einschließlich Getriebe in einer Grube 4,50 m unter dem Hallenflur steht. Die 6 m langen Pleuelstangen tragen je einen Schlitten, der an vertikalen Schienen geführt ist. Jeder Schlitten wiederum trägt einen elektromotorisch betriebenen Pendelantrieb, dessen Abtriebsseiten als Anschlußflansche für Prüfkörper ausgebildet sind. Mit den Hub- und Drehbewegungen können somit Tauch-, Roll- und Stampfbewegungen eines Schiffes und Kombinationen davon simuliert werden.

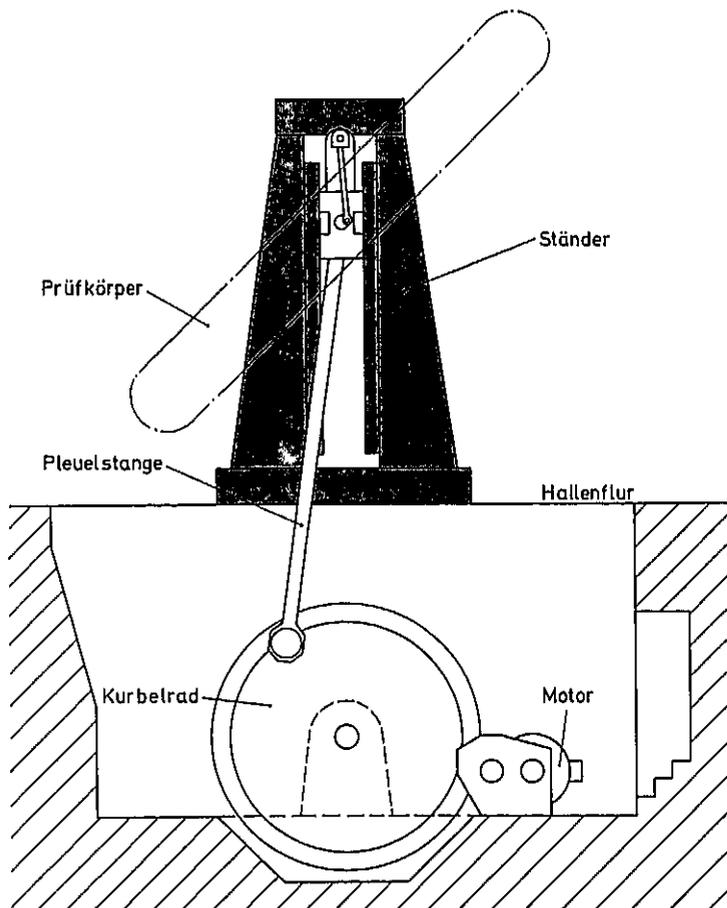


Bild 66: Schlingerstand (schematische Darstellung)

Mit einem Prüfkörper von max. 40 MN Gewicht kann eine sinusförmige vertikale Zusatzbeschleunigung von ± 1 g gefahren werden. Die Drehbewegung erreicht bei einem Drehwinkel von $\pm 45^\circ$ eine Winkelbeschleunigung von $115^\circ/\text{s}^2$.

4.2.5.3. Versuchsaufbau für Schlingerstandversuche am kompletten Regelstabantrieb

Der Regelstab besitzt einen elektromechanischen Antrieb, der mittels Ritzel und Zahnstange den Kreuzblattabsorber im Brennelement positioniert (Bild 67). Die Bewegung der Regelstäbe erfolgt durch einen Drehstrom-Bremsmotor, gekoppelt über ein selbsthemmendes Schnecken- und Stirnrad-Untersetzungsgetriebe, einen Freilauf und eine Elektromagnetkupplung. Die Verbindung dieser äußeren Antriebseinheit mit den im Druckbehälter befindlichen Teilen wird über eine Gelenkwelle hergestellt. Eine Sperrwasserdichtung, deren Vorlaufdruck über dem Reaktordruck liegt, dichtete die Ritzelwelle ab.

Die Schnellabschalteinrichtung bezieht ihre Energie aus vorgespannten Druckfedern. Sie wird beim normalen Fahren der Regelstäbe stets mitbewegt. Je weiter der Absorber aus dem Brennelement herausgezogen wird, desto größer wird die Federkraft. Ein Hydraulikzylinder sorgt bei Schnellabschaltung für die erforderliche Dämpfung. Die Schnellabschaltung wird durch den Fortfall der Speisespannung für die Elektromagnetkupplung ausgelöst.

Für die Durchführung der Versuche mit dem kompletten Regelstabantrieb wurden die Bedingungen des FDR weitgehend berücksichtigt. Die Beaufschlagung der Sperrwasserdichtung erfolgte durch vollentsalztes Wasser, das über Hochdruckschläuche zugeführt wurde. Ein Druckbehälter als Ausschnitt eines Reaktor-druckgefäßes wurde mit einer Brennelementatrappe einschließlich Absorber ausgerüstet und mit Heizpatronen elektrisch beheizt. Damit wurden Bedingungen simuliert, die dem Sattedampfzustand des FDR bei 63 bar und 278 °C entsprechen. Der auf dem Druckbehälter montierte Regelstabantrieb wurde von einem Steuerpult aus betrieben.

4.2.5.4. Versuche mit dem Prototyp des Regelstabantriebes

Nach umfangreichen Tests einzelner Komponenten des Regelstabantriebes wurden mit dem Prototyp stationäre Dauerversuche bei der INTERATOM GmbH in Bensberg durchgeführt. Bei senkrecht stehendem Druckbehälter wurden folgende Testserien gefahren:

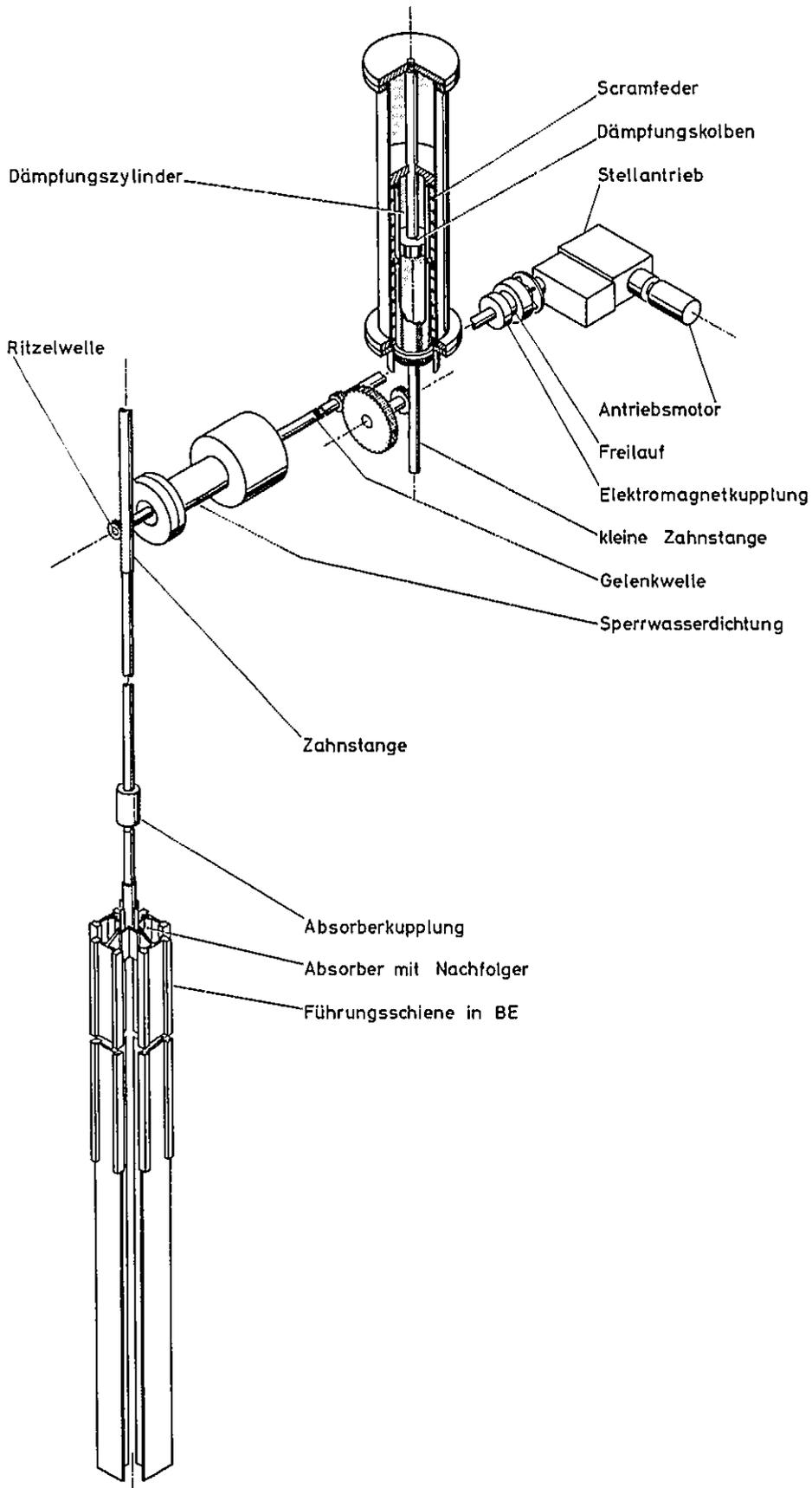


Bild 67: Regelstabantrieb (schematisch)

- 1000 Doppelteilhübe von 25 mm in verschiedenen Höhen;
- 100 Doppelvollhübe von 1120 mm;
- 50 Schnellabschaltungen aus voller Höhe;
- 25 Schnellabschaltungen aus 750 mm Höhe;
- 25 Schnellabschaltungen aus 375 mm Höhe.

Nach Abschluß dieses Teilversuchsprogrammes wurden alle Bauteile, an denen erhöhter Verschleiß vermutet wurde, begutachtet und vermessen. Hierzu gehörten vor allem Gleitpaarungen, die im Wasser bzw. Wasserdampf gearbeitet hatten.

Die dynamischen Versuche auf dem Schlingerstand der GKSS wurden mit Neigungswinkeln des benutzten Druckbehälters von 15° und 45° bei einer vertikalen Zusatzbeschleunigung von $\pm 0,5$ g und ± 1 g durchgeführt. Es wurden gefahren:

- 2000 Doppelteilhübe von 25 mm;
- 100 Doppelvollhübe von 1120 mm;
- 100 Schnellabschaltungen aus voller Höhe;
- 100 Schnellabschaltungen aus 750 mm Höhe;
- 100 Schnellabschaltungen aus 375 mm Höhe.

Während des Versuchsbetriebes wurde das Antriebsdrehmoment an der Ritzelwelle der Zahnstange kontinuierlich registriert. Hierdurch konnten erhöhte Reibung oder Lagerschäden rechtzeitig erkannt werden. Bei Schnellabschaltungen wurden Weg-Zeit-Diagramme aufgenommen (Bild 68).

Im Laufe der Prototypversuche hatte sich die Abdichtung des Zwischenstückes (Ritzellagergehäuse) zum Reaktorstützen als unzureichend herausgestellt. Als Ursache konnten Temperaturdifferenzen und damit Längenänderungen durch kaltes Sperrwasser im Ritzellagergehäuse ermittelt werden. Verschiedene Dichtungen wurden erprobt, eine Verbesserung wurde durch dünnwandige Metall-O-Ringe erreicht. Eine thermische Isolation des kalten Sperrwassers gegen das Zwischenstück mittels einer doppelwandigen Wärmedämmbuchse brachte die endgültige Lösung. Andere Mängel, die sich bei den Prototyptests zeigten, konnten durch kleinere konstruktive Änderungen behoben werden.

Der Prototyp wurde mit insgesamt 400 Schnellabschaltungen erprobt, dagegen wurden während der Betriebszeit des NS OTTO HAHN nur 153 Schnellabschaltungen registriert.

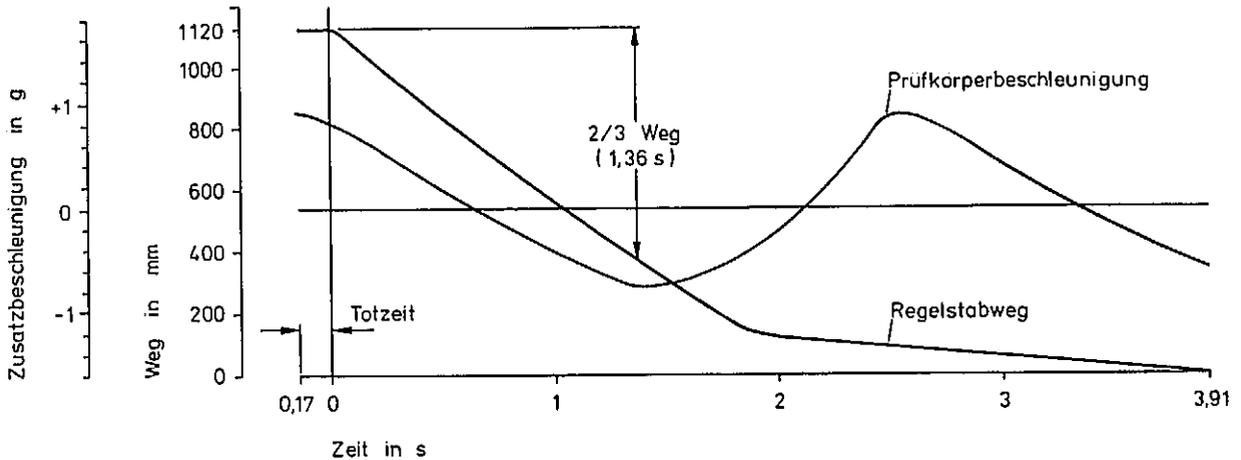


Bild 68: Fallzeitmessung des Absorbers beim Regelstabantriebtest auf dem Schlingerstand

4.2.5.5. Funktionserprobung der Bauserie

Das Versuchsprogramm für die Regelstabantriebe sah ursprünglich vor, alle 12 Antriebe sowie einen Reserveantrieb sowohl statisch als auch dynamisch zu testen. Aufgrund der guten Ergebnisse bei den Prototypversuchen und den dabei gemachten Erfahrungen wurde das Programm derart gestrafft, daß das geplante Programm nur mit einem Antrieb gefahren wurde. Sechs Antriebe wurden stationär, sechs dynamisch funktionserprobt.

Wie sich herausstellte, traten bei den stationären wie bei den dynamischen Versuchen ähnliche Probleme auf. Durch detaillierte und gezielte Untersuchungen konnten einige Fehler, die beim Prototyp nicht vorgekommen waren, erkannt und behoben werden.

Im Rahmen des stationären Erprobungsprogrammes wurden durchgeführt:

- 300 Doppelteilhübe von 25 mm in 2 Höhen;
- 30 Schnellabschaltungen aus voller Höhe;
- 3 Schnellabschaltungen aus 750 mm Höhe;
- 3 Schnellabschaltungen aus 375 mm Höhe.

Das dynamische Erprobungsprogramm umfaßte:

- 200 Doppelteilhübe von 25 mm bei 15° und $\pm 0,5$ g;

- 100 Doppelteilhübe von 25 mm bei 45° und $\pm 0,5$ g;
- 10 Schnellabschaltungen aus voller Höhe bei 15° und $\pm 0,5$ g;
- 10 Schnellabschaltungen aus voller Höhe bei 15° und ± 1 g;
- 10 Schnellabschaltungen aus voller Höhe bei 45° und ± 1 g;
- 3 Schnellabschaltungen aus 750 mm Höhe bei 15° und $\pm 0,5$ g;
- 3 Schnellabschaltungen aus 375 mm Höhe bei 15° und $\pm 0,5$ g.

Bei diesen Tests zeigte sich die hohe Betriebssicherheit und Zuverlässigkeit der Antriebe. In der über zehnjährigen Betriebszeit haben sich die Regelstabantriebe überzeugend bewährt.

4.2.5.6. Tests an Brennelementprototypen für den zweiten Kern

Für den zweiten Kern des NS OTTO HAHN standen zwei Prototypbrennelemente mit Absorbern zur Auswahl. Ein Prototyp wurde von der AEG-Kernenergieanlagen, Frankfurt am Main, der andere vom Reactor Centrum Nederland (RCN) gefertigt. Beide wurden den in einem Schiffsreaktor auftretenden besonderen Beanspruchungen unterworfen, wie:

- Zusatzbeschleunigungen durch den Seegang;
- Schräglagen des Schiffes;
- höherfrequente Maschinenschwingungen aus dem Schiffsbetrieb.

Bei den Druck- und Temperaturbedingungen des FDR wurden Testprogramme mit den Brennelementen, ähnlich wie mit den Regelstabantrieben, gefahren. Es konnte dieselbe Versuchseinrichtung verwendet werden, wobei sich nur Änderungen aus der geringeren aktiven Kernhöhe und der Umstellung auf Fingerabsorber ergaben.

Die Schlingerstandversuche zeigten, daß der Fingerabsorber während der gesamten Testperiode hervorragende gleichmäßige Gleiteigenschaften besitzt. Im Vergleich zum Kreuzblattabsorber des ersten Kerns stellt er bezüglich der Reibung und des Verschleißes eine erhebliche Verbesserung dar.

Für die Rüttelstandversuche standen die Brennelementprototypen auf einer an Federn hängenden Tragplatte, die durch einen Umwuchtschwinger angeregt wurde. Während einer Versuchszeit von 225 h wurde das Element in einem Frequenzbe-

reich von 20 bis 50 Hz angeregt bei einer Vertikalbeschleunigung von $\pm 0,5$ g. Nach diesen Rütteltests konnten am Brennelement keine Schäden oder Veränderungen festgestellt werden. Beim Durchfahren von 0 bis 100 Hz konnten auch keine signifikanten Resonanzen festgestellt werden.

4.2.6. Anfahrprogramme nach den Brennelementwechseln

Im März 1973 konnte der Reaktor mit seiner zweiten Kernladung zum ersten Zyklus angefahren werden. Auslegungsziel für den zweiten Kern war ein kompakter Kern mit hoher Leistungsdichte und hohem Abbrand. Unverändert gegenüber dem ersten Kern waren die thermische Gesamtleistung sowie die Umrisse und die Gitterteilung der Brennelemente geblieben. Mit der zweiten Kernladung waren vor der Beladung an Bord umfangreiche Nulleistungsexperimente im GKSS-Forschungszentrum in Geesthacht vorgenommen worden. Diese Experimente dienten der Überprüfung der nuklearen Auslegung und brachten außerdem einen Zeitgewinn für das Wiederanfahren an Bord.

Der erste Zyklus des zweiten Kerns endete im Dezember 1975 nach 611 Volllasttagen entsprechend einem Mehrabbrand von 9 % gegenüber der Auslegung von 560 Volllasttagen. Wie vorgesehen wurden die vier inneren Brennelemente durch neue Elemente ersetzt und die äußeren gedreht.

Das Wiederanfahren zum zweiten Zyklus erfolgte im August 1976. Bei diesem Anfahren ergaben sich Vereinfachungen, da bereits Betriebserfahrungen vorlagen und im Betriebs- und Selbstregelverhalten des Reaktors eine weitgehende Übereinstimmung mit dem ersten Zyklus zu erwarten war. Um die teilabgebrannten Brennstäbe auf ihren neuen Positionen nicht überzubeanspruchen, mußte ein zeitaufwendiges Leistungsanfahrprogramm eingehalten werden.

Sowohl das Anfahren zum ersten als auch zum zweiten Zyklus erfolgte jeweils nach einem Schrittprogramm, das aus einer Reihe von Nulleistungs- und Leistungstests nach dem Muster des ersten Anfahrens des FDR 1968 bestand.

4.2.6.1. Das Anfahren zum ersten Zyklus des zweiten Kerns

Die Reihenfolge der Nulleistungs- und Leistungstests ist aus Bild 69 zu sehen. Die Wiederanfahrphase erstreckte sich über einen Zeitraum von 10 Ta-

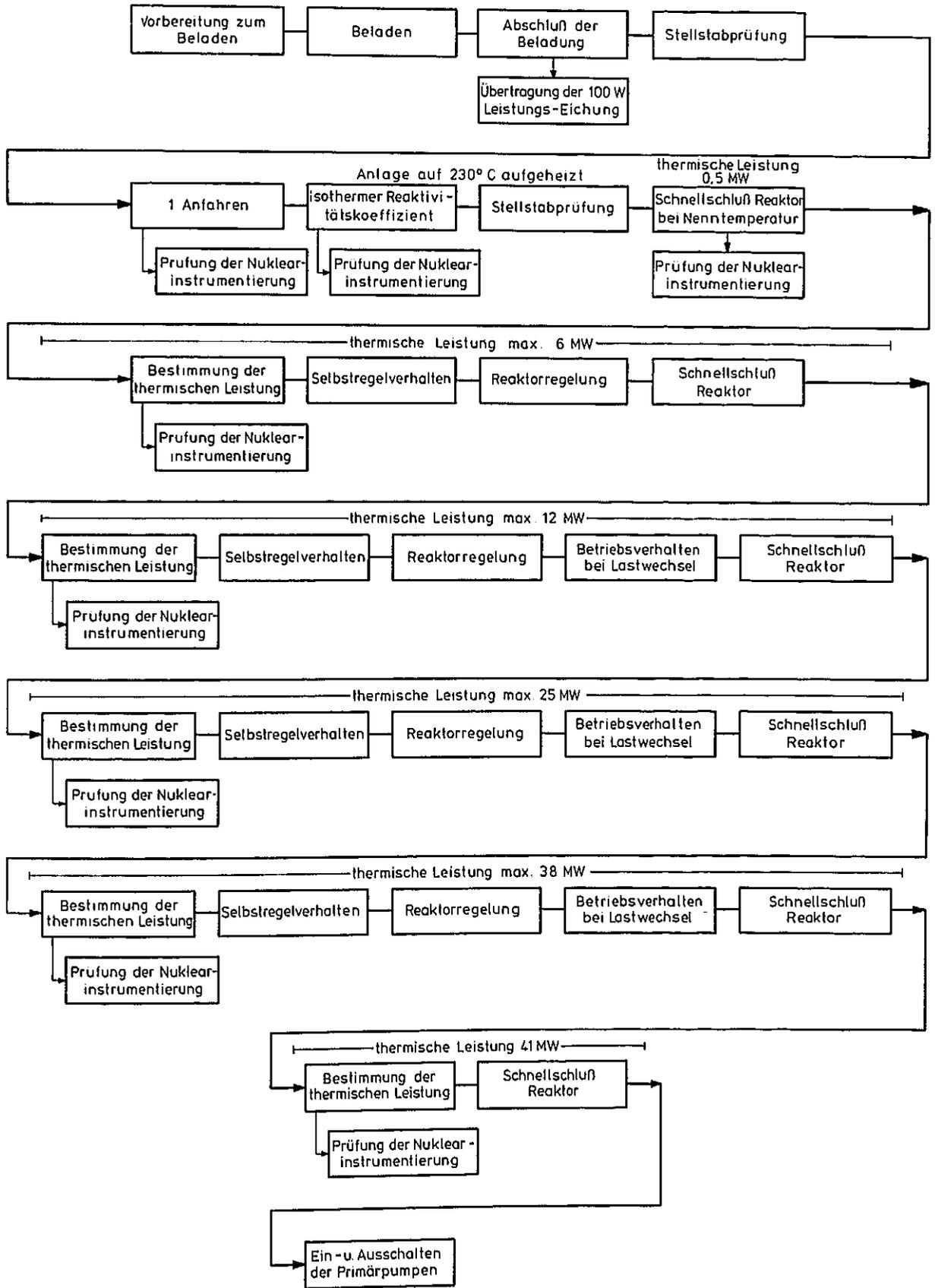


Bild 69: Ablaufplan für das Anfahren zum ersten Zyklus des zweiten Kerns

gen, die mit Nulleistungstests begann und über verschiedene Leistungsstufen bis zur Vollast führte.

Zur Vorbereitung der nuklearen Inbetriebnahme war die während der Nulleistungsexperimente in Geesthacht gewonnene Leistungseichung auf die Anfahrinstrumentierung übertragen worden. Zur besseren Kontrolle waren weiterhin die beiden Zwischenbereichskanäle der Neutronenflußinstrumentierung mit Grenzwerteinheiten bestückt worden, mit der normalerweise nur die Leistungskanäle ausgerüstet sind. Die zusätzlich eingebauten Grenzwerteinheiten sprechen im Falle des Überschreitens einer Leistung von ca. 1 MW an und lösen einen Reaktorschnellschluß aus.

Das Kritischfahren des Reaktors erfolgte mit Hilfe der aus den Nulleistungsexperimenten gewonnenen kritischen Stabstellungen bei 20 °C Primärwassertemperatur, unter Berücksichtigung des Moderatortemperaturkoeffizienten. Die Temperatur des Primärwassers betrug ca. 43 °C, die Abschaltreaktivität damit 20,0 \$.

Um den Reaktor verzögert kritischzufahren, wurde zunächst die Regelstabgruppe C schrittweise angehoben. Es wurde jeweils die Hälfte der Reaktivität hinzugegeben, die zur Erreichung der Kritikalität mit verzögerten Neutronen erforderlich ist.

Im Bild 70 sind die Schritte der Reaktivitätszugabe in den Regelkurven der Stabgruppen C und B eingetragen. Nach dem 2. Schritt war die Regelstabgruppe C bereits vollständig ausgefahren, und es wurde die Gruppe B schrittweise gezogen. Durch schrittweises Weiterziehen der Stabgruppe B wurde die verzögert kritische Stabstellung ermittelt. Sie betrug:

- Stabgruppe A = 0 mm (entspr. Nulleistungsexperiment erwartet: 0 mm)
- Stabgruppe B = 315,5 mm (entspr. Nulleistungsexperiment erwartet: 310 ± 5 mm)
- Stabgruppe C = 780 mm (entspr. Nulleistungsexperiment erwartet: 780 mm)

Die erwarteten und ermittelten Stabstellungen stimmten damit im Rahmen der Meßgenauigkeit überein.

Zur Bestimmung des isothermen Reaktivitätskoeffizienten wurde das Primärsystem mit Dampf aus dem Hilfskessel in Stufen von 30 K aufgeheizt. Die Reak-

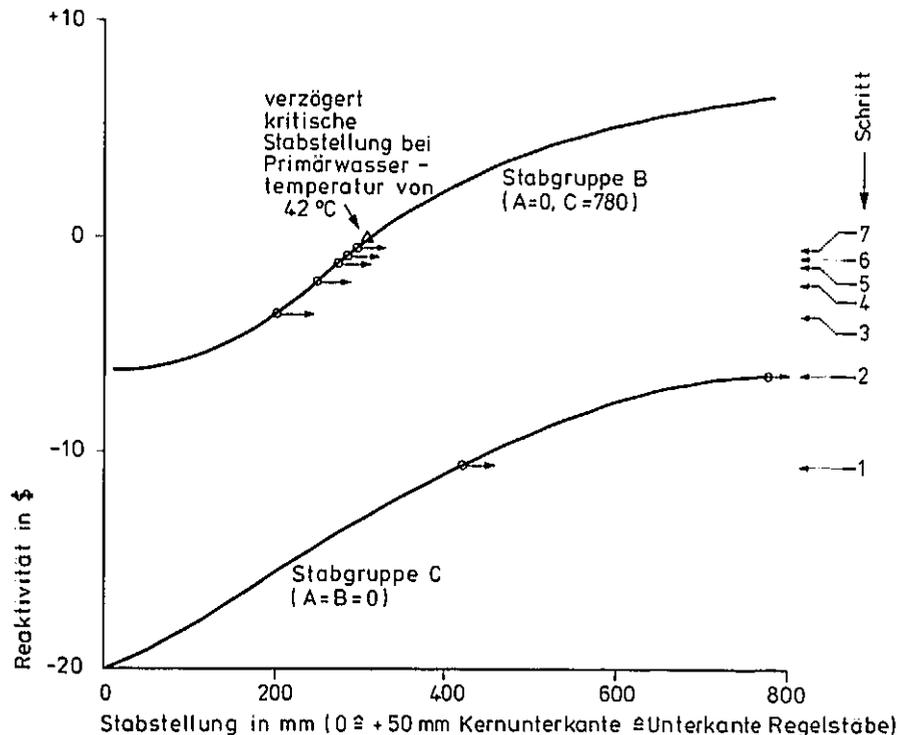


Bild 70: Regelgruppen der Stabgruppen B und C und erstes nukleares Anfahren

torleistung betrug bei diesen Messungen 100 kW, so daß der Reaktor als quellenfrei kritisch zu betrachten war, sich aber andererseits noch keine zusätzlichen Temperatureffekte in den einzelnen Brennstäben bemerkbar machten. Die Temperatur in den Brennstäben wurde während dieser Messungen mit den Thermoelementen der Forschungsinstrumentierung überwacht.

Da der Temperaturkoeffizient der Reaktivität negativ ist, mußte dem System nach jeder Temperaturerhöhung Reaktivität durch Ziehen einer Stabgruppe zugeführt werden. Die gezogene Wegstrecke ist dann ein Maß für die durch Temperaturerhöhung verminderte Reaktivität des Systems. Die kritischen Stabstellungen bei den einzelnen Temperaturstufen sind in der Tabelle 23 wiedergegeben, Bild 71 zeigt den Zusammenhang zwischen Reaktivität und Systemtemperatur.

4.2.6.2. Selbstregelverhalten des Reaktors

Auf den Leistungsstufen 6, 12 und 34 MW wurde das Übergangsverhalten der

Tabelle 23: Reaktivitätsäquivalente für zunehmende Systemtemperatur

Systemtemperatur in °C	kritische Stabstellung in mm			Reaktivitäts- äquivalente in \$
	Gruppe A	Gruppe B	Gruppe C	
50	0	320	780	0
80	0	350	780	0,81
110	0	390	780	0,95
140	0	441	780	0,94
171	0	519	780	0,98
203	0	641	780	0,87
232	96	780	780	1,88

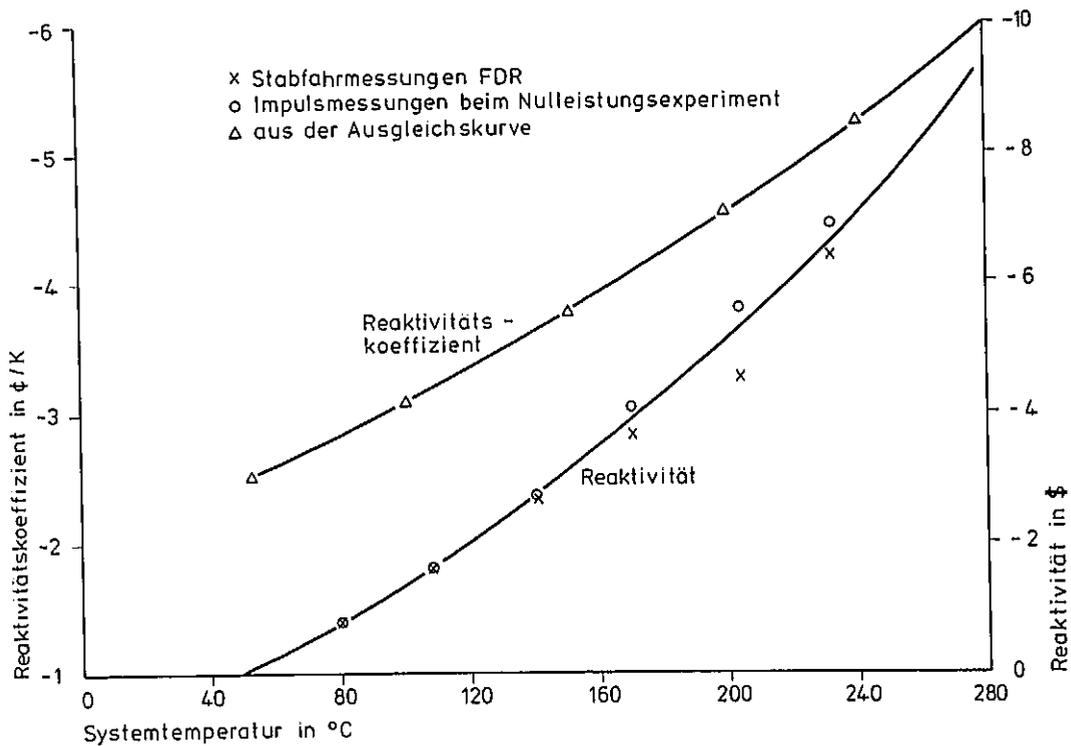


Bild 71: Reaktivität und isothermer Reaktivitätskoeffizient in Abhängigkeit von der Systemtemperatur

primärseitig ungeregelter Reaktoranlage nach Reaktivitäts- und Leistungs-entnahmestörungen untersucht. Die Störungen wurden dem Reaktor in Form einmaliger, kurzer Rampen zugeführt.

Die Reaktivitätsstörungen von $\pm(22 \dots 46) \phi$ wurden durch gemeinsames Ein- oder Ausfahren der vier inneren Regelstäbe dem Reaktor aufgeprägt, wobei die Leistungsentnahme konstant gehalten wurde. Bild 72 zeigt als Beispiel eine Reaktivitätsstörung bei 35 MW.

In Bild 73 ist als Ergebnis der Reaktivitätsstörungen der Druck-Reaktivitätskoeffizient als Funktion der Leistung aufgetragen. Die angegebenen Fehler beruhen auf der Streuung der bei einer Reaktorleistung bis zu zehnmal wiederholten Übergänge. Die ohne und mit Regelung erhaltenen Druck-Reaktivitätskoeffizienten stimmen innerhalb der Meßfehler etwa überein.

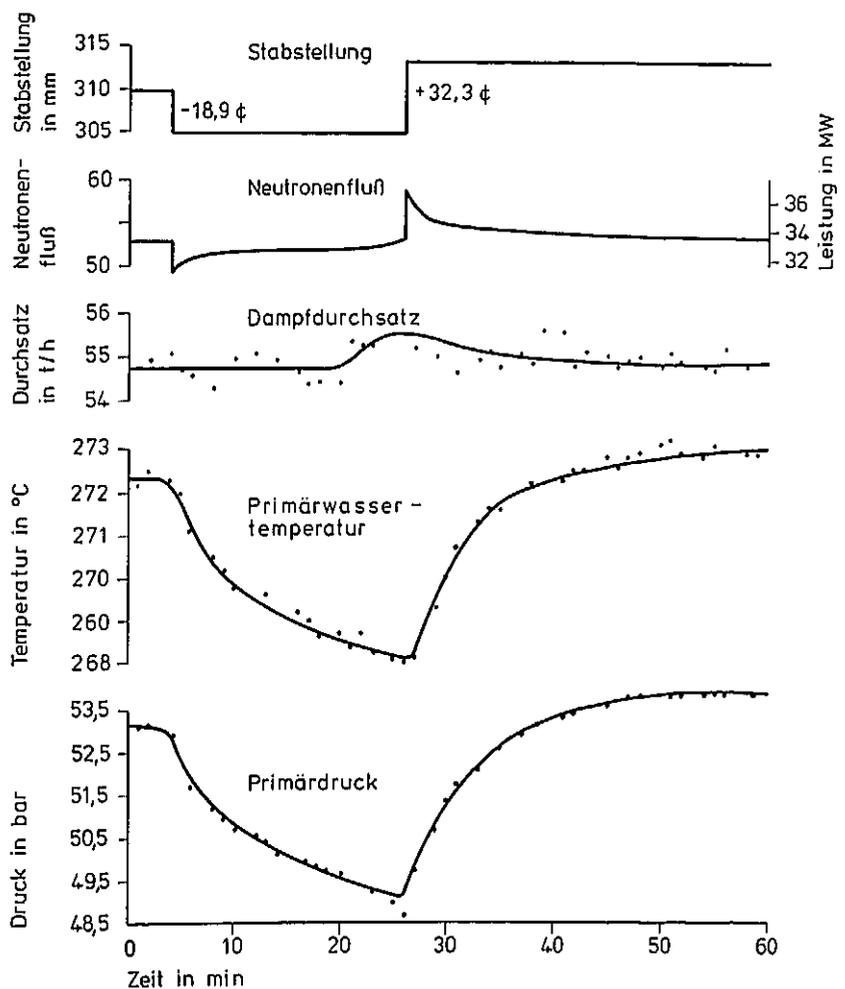


Bild 72: Reaktivitätsstörung bei 35 MW

Als weitere Versuche zum Selbstregelverhalten wurden Leistungsentnahmestörungen von $\pm(0,5 \dots 5)$ MW durch Änderung der Dampfentnahme mittels des Turbinenfahrventils vorgenommen. Hierbei blieb die Stabstellung konstant. Im Bild 74 ist als Ergebnis der Leistungsentnahmestörungen die bleibende Druckänderung $\Delta P/\Delta Q$ über der mittleren Reaktorleistung zwischen Vorlauf und Gleichgewicht aufgetragen.

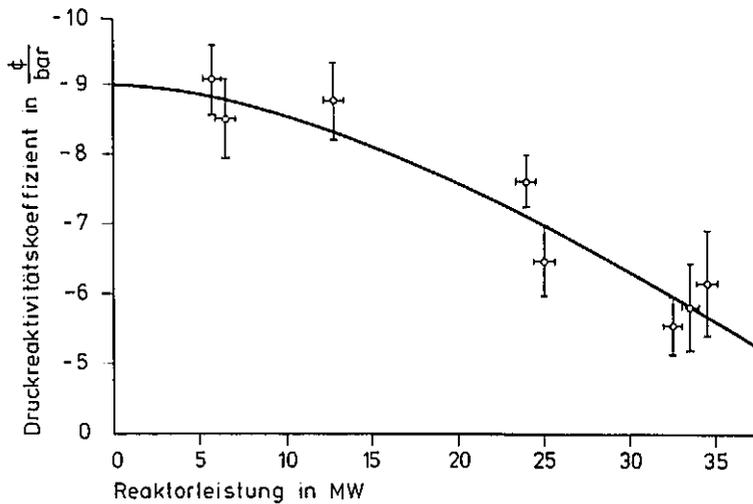


Bild 73: Druck-Reaktivitätskoeffizient

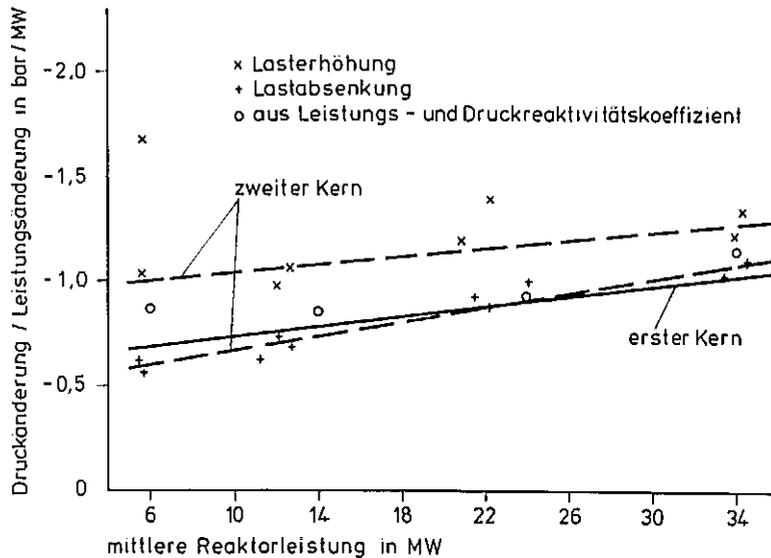


Bild 74: Druckänderung nach Leistungsänderung

$\Delta P/\Delta Q$ kann nicht nur unmittelbar aus Leistungsentnahmestörungen bestimmt werden. Wenn die Stabstellungs- bzw. Reaktivitätsänderung für eine Lei-

stungsänderung bekannt ist, kann $\Delta P/\Delta Q$ auch nach folgender Näherungsbeziehung aus dem Druck-Reaktivitätskoeffizienten hergeleitet werden:

$$\frac{\Delta P}{\Delta Q} = \frac{\text{Leistungs-Reaktivitätskoeffizient } [\$/\text{MW}]}{\text{Druck-Reaktivitätskoeffizient } [\$/\text{bar}]} = \frac{\left. \frac{\Delta S}{\Delta Q} \right|_{P_0} \cdot \frac{\Delta \rho}{\Delta S}}{\left. \frac{\Delta S}{\Delta P} \right|_{Q_0} \cdot \frac{\Delta \rho}{\Delta S}}$$

mit $\left. \frac{\Delta S}{\Delta Q} \right|_{P_0}$ = Stabstellungsänderung pro Leistungsänderung bei konstantem Druck P_0 (gemessen 1,84 mm/MW im April 1973)

$\left. \frac{\Delta S}{\Delta P} \right|_{Q_0}$ = Stabstellungsänderung pro Druckänderung bei konstanter Leistung Q_0

$\frac{\Delta \rho}{\Delta S}$ = Reaktivitätsäquivalent der entsprechenden Stabstellungsänderung

Die nach dieser Näherungsbeziehung mit dem Druck-Reaktivitätskoeffizienten der in Bild 73 erhaltenen Werte sind ebenfalls in Bild 74 eingetragen und stimmen gut mit den unmittelbaren Meßwerten überein.

4.2.6.3. Betriebsverhalten des Reaktors

Bei der Inbetriebnahme des Reaktors mit dem ersten Kern wurden Messungen zur Einzel- und Gesamtförderleistung der drei Primärumwälzpumpen vorgenommen. Bei der Wiederinbetriebnahme mit dem zweiten Kern wurden einige dieser Messungen wiederholt. Es zeigte sich, daß die Druckdifferenzmessungen über den Pumpen am zweiten Kern im Rahmen der Versuchsgenauigkeit mit den Messungen am ersten Kern übereinstimmen.

Das Schnellschlußverhalten der Regelstäbe wurde zunächst bei abgeschaltetem Reaktor für jeden Stab einzeln überprüft. Diese Funktionsprüfungen wurden bei 42 und 230 °C vorgenommen. Die Stellstäbe zeigten bei allen Prüfungen auf jeder Leistungsstufe (Bild 69) ein einwandfreies Schnellschlußverhalten.

Die Prüfungen zum Lastwechselverhalten erbrachten den Nachweis, daß die Reaktor- und Dampferzeugerregelung sich so einstellen ließen, daß ein Betrieb der Gesamtanlage unter allen Manöverbedingungen ohne Überschreiten der sicherheitstechnischen Grenzwerte möglich ist. Die Ergebnisse dieser Prüfungen sind in Tabelle 24 zusammengefaßt. Der Primärdruck ändert sich, bedingt durch das gute Selbstregelverhalten und die große Speicherkapazität des Systems, nur geringfügig. Beim Sekundärdampfdruck treten vor allem bei schnellen und großen Laständerungen Druckschwankungen auf, die jedoch noch innerhalb der zulässigen Grenzen liegen. Nur beim Turbinenschnellschluß aus voller Leistung steigt der Sekundärdampfdruck bis zum Abblasedruck der Sicherheitsventile des Sekundärsystems an.

Auf verschiedenen Leistungsstufen wurde außerdem das Verhalten der Reaktoranlage bei Ab- und Zuschalten einer Primärumschleibe untersucht. Durch das Zuschalten einer Pumpe bewirkt die Durchsatzhöhung ein Herausdrücken eines Teiles der Blasen aus dem Kern. Die Folge ist ein schneller Anstieg der Leistung. Die Leistungsexkursion wird durch innere Reaktivitätsrückwirkungen abgefangen und die Leistung auf die Ausgangsleistung zurückgeführt. Beim Abschalten einer von drei in Betrieb befindlichen Pumpen bewirkt die Durch-

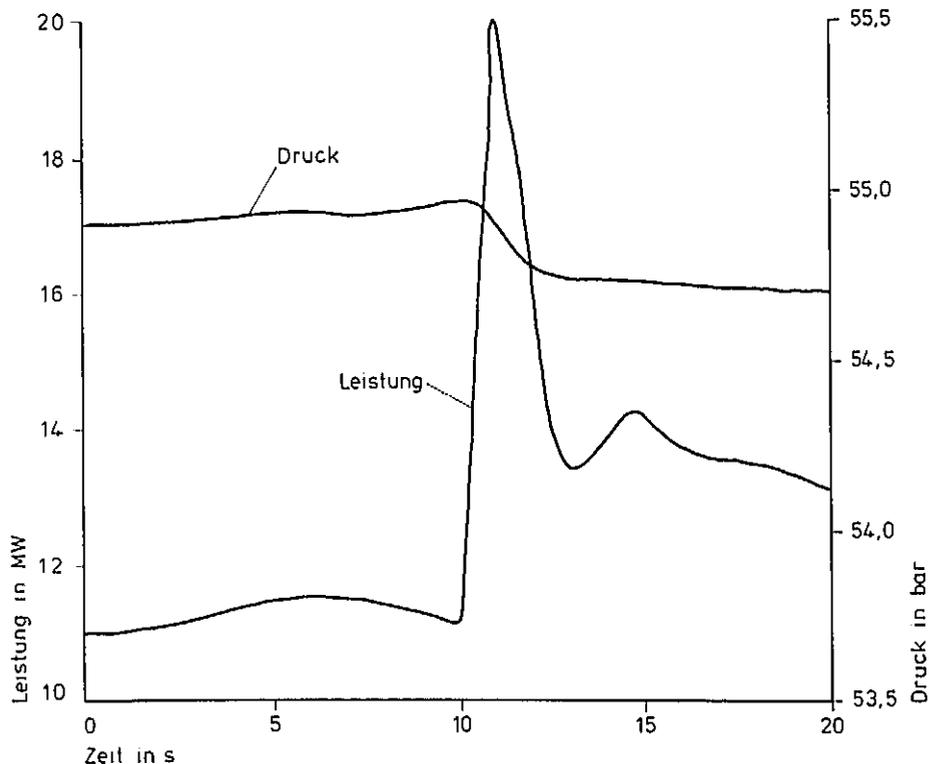


Bild 75: Zuschalten einer Primärumschleibe

Tabelle 24: Ergebnisse der Prüfungen zum Lastwechselverhalten

Messung Nr.	Dampf- durchsatz in t/h	Änderungs- geschwin- digkeit in %	Primärdruck		Differenz		Sekundärdampfdruck		Leistungs- änderung in %
			max. in bar	mind. in bar	max. in bar	mind. in bar	max. in bar	mind. in bar	
1	10 bis 20	2	-	-	-	-	29,3	2,3	16,5
2	20 bis 10	2	-	-	-	-	26,5	5	16,5
3	20 bis 40	2	55	54,8	0,2	0,2	27,5	3,3	33
4	40 bis 20	2	55,3	54,8	0,5	0,5	27,5	6,5	33
5	20 bis 60	2	55,3	54,4	0,9	0,9	26,2	6,8	66
6	60 bis 20	2	55,3	54,8	0,5	0,5	24	12,5	66
7	20 bis 60	2	-	54,2	-	-	27,5	5	66
8	60 bis 10	2	55,2	54,8	0,4	0,4	24	13	82
9	10 bis 40	4	-	54,4	-	-	26,5	4,6	33
10	57 ¹⁾	-	55,3	53,5	1,8	1,8	27,5	11	77

1) Schnellschluß

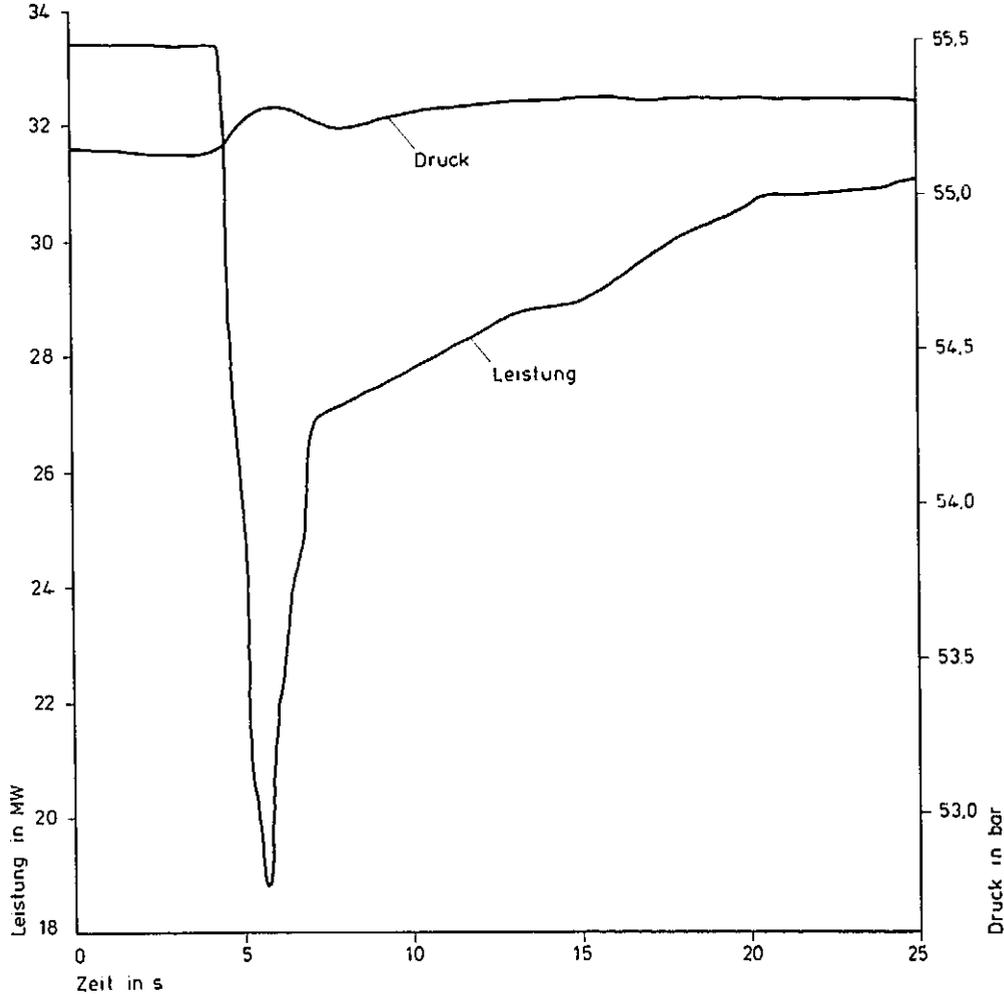


Bild 76: Zeitlicher Verlauf der Reaktorleistung beim Abschalten einer Primärumschleibe

satzreduzierung über die Blasenbildung im Kern zuerst ein Absinken der Leistung. Da die Last auf der Sekundärseite nicht geändert wird, sinkt primärseitig die Dampferzeuger-Austrittstemperatur ab. Der Eintritt des kälteren Kühlmittels in den Kern bewirkt wiederum ein Ansteigen der Leistung. Das Umschalten einer Primärumschleibe wurde bei Reaktorleistungen von 7 und 11 MW vorgenommen. Der zeitliche Verlauf des Neutronenflusses dabei ist in Bild 75 dargestellt. In Bild 76 ist der zeitliche Verlauf des Neutronenflusses bei Abschalten einer Primärumschleibe dargestellt. Es erfolgt kein Reaktorschnellschluß.

4.2.6.4. Das Anfahren zum zweiten Zyklus des zweiten Kerns

Nach dem Austauschen der inneren und dem Drehen der äußeren Brennelemente wurde der zweite Kern zu seinem zweiten Zyklus wieder angefahren. Dieses Anfahren wies Unterschiede zum ersten Zyklus auf, weil kein unmittelbares Nulleistungsexperiment vorausgegangen war und die teilabgebrannten Brennstäbe in den gedrehten Elementen erst konditioniert werden mußten. Ab einer Reaktorleistung von 15 MW wurde in Stufen von maximal 1,5 MW hochgefahren.

Wie beim Anfahren zum ersten Zyklus wurden wieder die Regelstäbe durch Messung der Schnelleinfahr- und Fahrzeiten überprüft, die Nuklearinstrumentierung und das Sicherheitssystem getestet, der Reaktor nuklear angefahren und der isotherme Reaktivitätskoeffizient bestimmt. Zusätzlich wurden dann die Symmetrieeigenschaften des Reaktorkerns untersucht und die Stuck-Rod-Reserve bestimmt.

Bei diesem Anfahren waren außerdem Reaktivitätsmessungen zur Kalibrierung der Regelstäbe erforderlich. Sie konnten on-line mit den Geräten des Fourier-Analysatorsystems vorgenommen werden, das in erster Linie für rauschanalytische Messungen an Bord installiert war. Die Kalibrierung erfolgte nach der Stabfahrmethode, bei der beide Stabgruppen schrittweise gegeneinander getrimmt werden.

Die Kalibrierung von Stabgruppe B gegen C wurde zwecks Prüfung der Reproduzierbarkeit zweimal vorgenommen. Sie ist gegenüber der Messung aus dem Nulleistungsexperiment am frischen Reaktorkern um etwa 60 bis 70 mm zu höheren Stabstellungen hin verschoben, was auf der abbrandbedingten etwa 80 mm höheren Ausgangsstellung der Gruppe B und der damit verbundenen Verschiebung des vertikalen Neutronenflußprofils nach oben beruht.

Zur Bestimmung der isothermen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität wurde das Primärsystem mit Dampf aus dem Hilfskessel aufgeheizt. Die Messung begann bei einer Primärtemperatur von 31 °C und endete nach 5 Stufen bei 224 °C. Bei jeder Temperaturstufe wurde der Reaktor erneut bei kleiner Leistung (10 kW) kritisch gefahren. Da der Temperaturkoeffizient der Reaktivität negativ ist, änderte sich die kritische Stabstellung wie folgt:

- Gruppe A: bei 31 °C 0 mm, bei 224 °C 154 mm;
- Gruppe B: bei 31 °C 337 mm, bei 224 °C 780 mm;
- Gruppe C: bei 31 °C 780 mm, bei 224 °C 780 mm.

Danach war beim zweiten Zyklus für die gleiche Temperaturdifferenz eine größere Regelstabbewegung als beim ersten Zyklus erforderlich.

4.2.7. Experimente zum System See/Schiff/Reaktor

Die in diesem Abschnitt zusammengefaßten Arbeiten wurden durch Untersuchungen bei der Inbetriebnahme des NS SAVANNAH veranlaßt, die einen merklichen, für den Reaktorbetrieb allerdings noch unerheblichen Einfluß von Schiffsbewegungen und Kernschwingungen auf den Neutronenfluß nachwiesen.

Da der FDR weder als Landanlage noch als Schiffsreaktor erprobt war und sich von Druckwasserreaktoren durch verschiedene Auslegungsmerkmale unterschied, die sämtlich einen höheren Einfluß von Schiffsbewegungen auf die Reaktorleistung erwarten ließen, wurden entsprechende Messungen geplant. Über einige der aus dem Forschungs- und Entwicklungsprogramm hervorgegangene Arbeiten wird im Folgenden berichtet.

4.2.7.1. Systemanalyse See/Schiff/Reaktor

Zur theoretischen als auch experimentellen Systemanalyse wurde ein Modell entsprechend Bild 77 verwendet, das als Blockschema Systeme und Formalismen zur Modellierung des Systems See/Schiff/Reaktor zeigt.

Die primäre Anregung des Gesamtsystems ist der Wind, der nach hauptsächlich empirischen Gesetzen in Abhängigkeit von zeitlicher Richtung und Stärke sowie vom Küsten- und Meeresbodenprofil einen Seegang aufbaut, der meßbar ist. Unter idealisierenden Annahmen über den Seegang lassen sich die Bewegungen eines Schiffes für vorgegebenen Kurs, Abladezustand und Geschwindigkeit berechnen.

Die Modellierung der Wirkung der Schiffsbewegungen und -schwingungen auf den Reaktor kann parallel auf zwei Wegen erfolgen. Im strukturdynamischen Modell

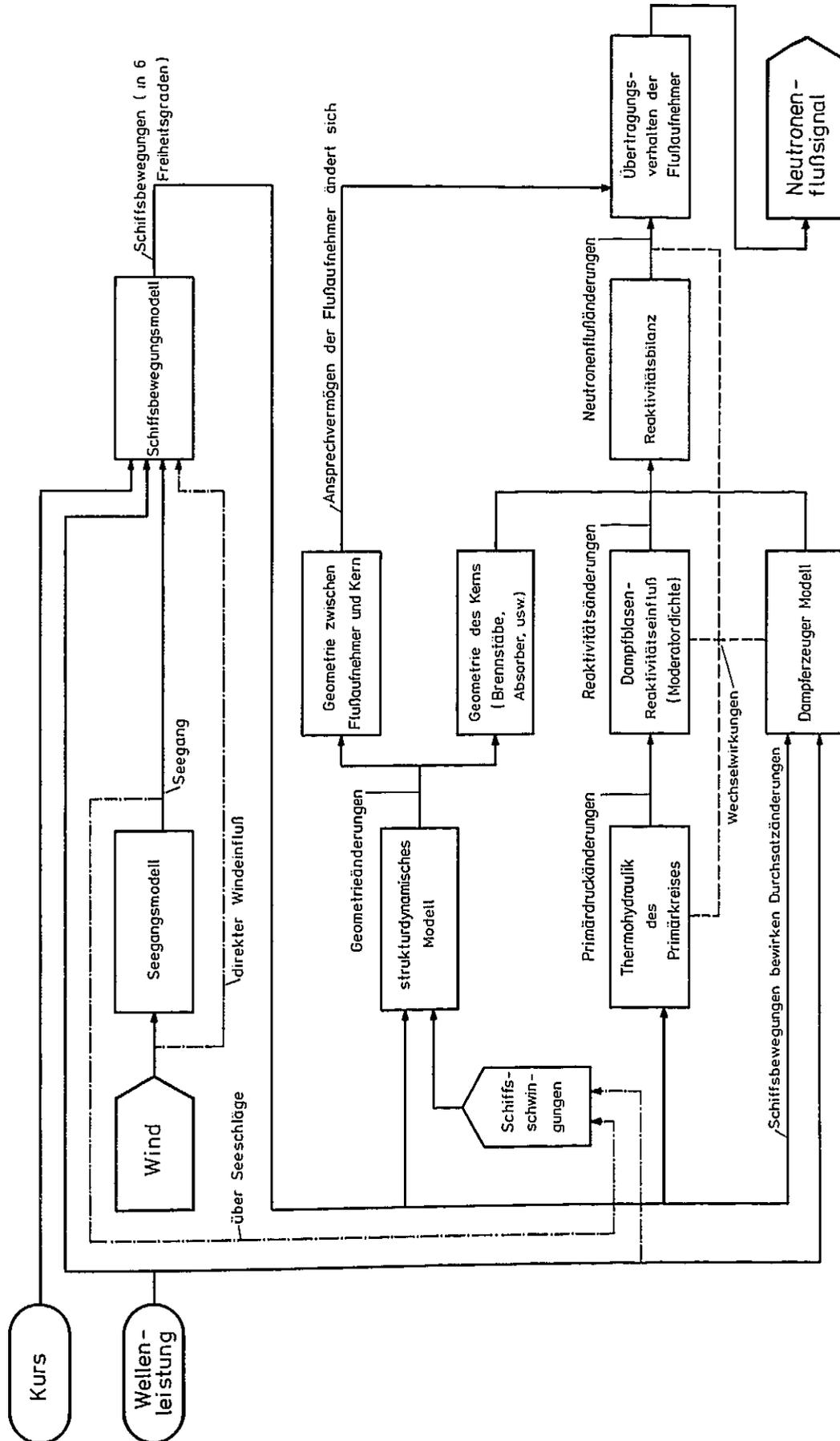


Bild 77: Blockschema zur Modellierung des Systems See/Schiff/Reaktor

wird angenommen, daß es zu einer mechanischen Geometrieänderung des Reaktors infolge Spiel und Federung kommt. Dies kann wiederum zu einer vorgetäuschten Flußschwankung durch Änderung des Abstandes der Neutronenflußdetektoren führen und/oder zu einer tatsächlichen Flußschwankung infolge Änderung der Reaktivität des Kernes führen. Durch eine geeignete steife Konstruktion lassen sich die strukturdynamischen Effekte im Prinzip beliebig klein machen.

Im Gegensatz zum vorgenannten Modell nimmt das thermohydraulische Modell an, daß die mechanische Geometrie des Reaktors unverändert bleibt, während die an ihm auftretenden Beschleunigungen und Neigungen sich auf Kühlmitteldichte und/oder -strömungsgeschwindigkeit mit der Folge einer Reaktivitätsbeeinflussung auswirken.

Dieser letzte Weg zur Reaktivitätsbeeinflussung durch Schiffsbewegungen bietet sich beim FDR wegen seiner freien Oberfläche und dem keineswegs zu vernachlässigenden Dampfblasengehalt im Reaktorkern im Gegensatz zu den sonst durchweg gebauten Druckwasser-Schiffsreaktoren an. Die Modellierung des teilweise zweiphasigen Primär-Kühlkreislaufes des FDR mit Selbstdruckhaltung und freier Oberfläche stellt daher höhere Ansprüche an das Modell.

Schließlich ist im Blockschema des Bildes 77 noch der Einfluß des Sekundärkreislaufes auf die Reaktivitätsbilanz angedeutet. Die drei parallel geschalteten Zwangsdurchlauf-Dampferzeuger verhalten sich zusammen latent instabil und sind beim FDR innig mit dem Primärkreislauf gekoppelt, so daß hier eine weitere, zum Teil ebenfalls von Schiffsbewegungen beeinflussbare Reaktivitätsstörquelle vorhanden ist.

Ein vollständiges physikalisch-mathematisches Modell entsprechend Bild 77 liegt wegen der Komplexität noch nicht als geschlossene Lösung vor. Im Folgenden werden experimentelle und theoretische Untersuchungen zu einigen Untersystemen dargestellt.

4.2.7.2. Schiffsbewegungen des NS OTTO HAHN im Seegang

Ein Seegang wird vollständig charakterisiert durch nach Wellenlaufrichtungen unterteilte Wellenhöhenspektren. Zur Seegangserfassung dienen zumeist Bojen

mit Kreiseln für Neigung und Richtung sowie Beschleunigungsaufnehmern für die Vertikalauslenkung. Sie befinden sich noch heute im Entwicklungsstadium und waren zur Zeit der Messungen nur mit Telemetrie per Schwimmkabel verfügbar, so daß ein Schiff für eine Seegangsmessung ohne Hilfsschiff die Schiffsbewegungsmessungen unterbrechen und stoppen mußte.

Die Messungen wurden stets im Xenongleichgewicht bei abgeschalteter Primärregelung vorgenommen. Somit schied ein Stoppen aus. Es wurden stattdessen serienmäßige, kugelförmige Bojen zum Messen nur des gemittelten Wellenhöhenspektrums per Funktelemetrie und bordseitigem Frequenzanalysator ausgesetzt und in einem Abstand von bis zu etwa 10 sm auf Kursen für die Schiffsbewegungsmessungen umfahren. Die dominierende Wellenaufrichtung ließ sich aus den unterschiedlichen Schiffsgeschwindigkeiten auf diesen Kursen ermitteln.

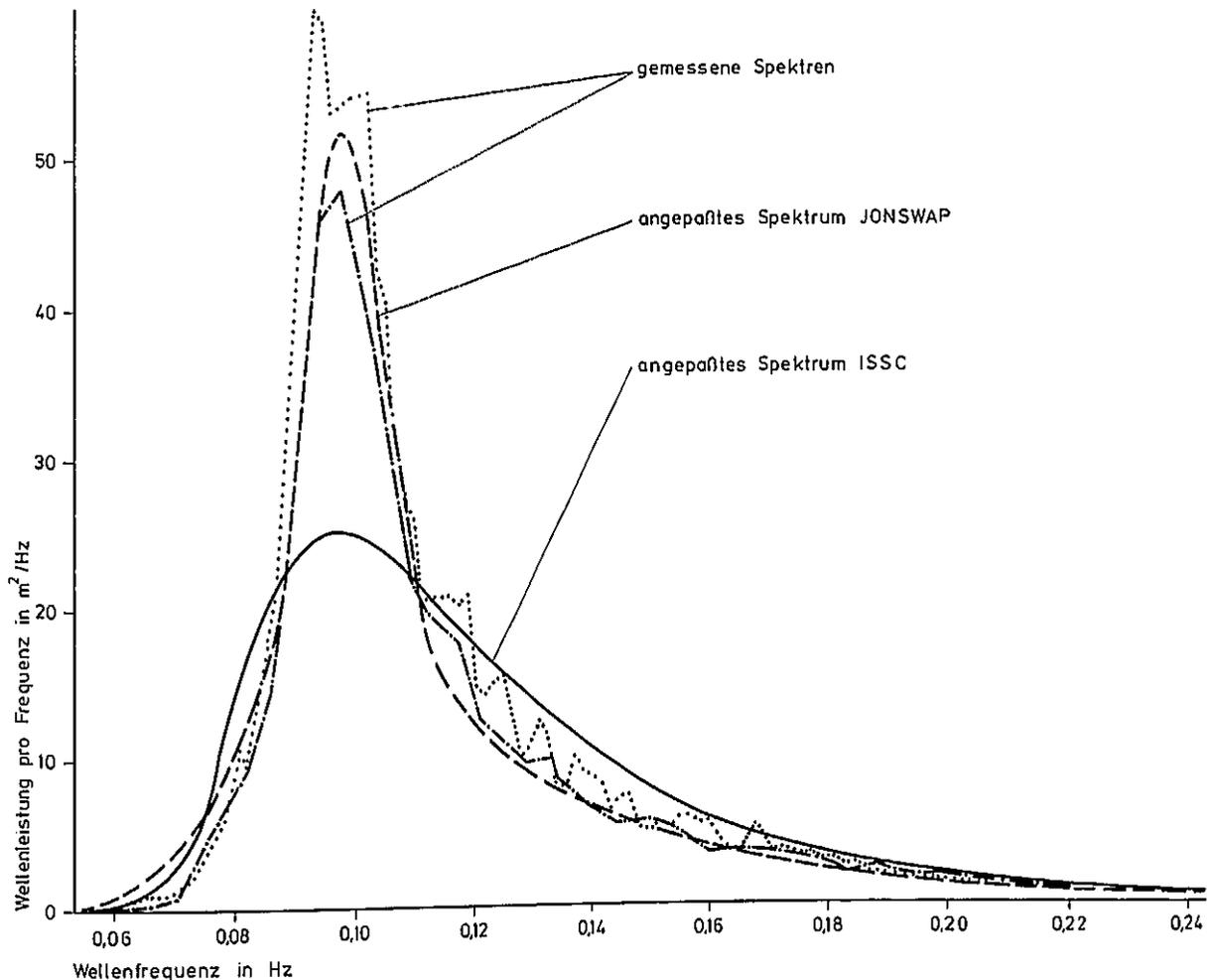


Bild 78: Gemessenes und angepaßtes theoretisches Wellenhöhenspektrum

Bild 78 zeigt ein Beispiel der von dem NS OTTO HAHN aus gemessenen Wellenhöhenspektren zusammen mit einem angepaßten theoretischen Wellenhöhenspektrum für eine Windsee.

Ein Schiff kann im Seegang Bewegungen in insgesamt sechs Freiheitsgraden ausführen, von denen hinsichtlich ihres Einflusses auf einen Schiffsreaktor nur Stampfen und Tauchen mit resultierenden Änderungen der Vertikalbeschleunigung sowie Rollen mit seitlichen Beschleunigungsänderungen betrachtet zu werden brauchen.

Ein Beispiel für die 1977 im Institut für Schiffbau der Universität Hamburg gerechneten Übertragungsfunktionen gibt Bild 79. Die Idealisierung durch Annahme langer, paralleler Wellen zeigt sich darin, daß bei genau seitlich einfallenden Wellen ($\mu_E = 90^\circ$) nahezu kein Stampfen angeregt wird. Im Gegensatz dazu zeigt eine in Bild 80 dargestellte Messung durchaus Stampfbewegungen bei Fahrt senkrecht zur dominierenden Wellenaufrichtung.

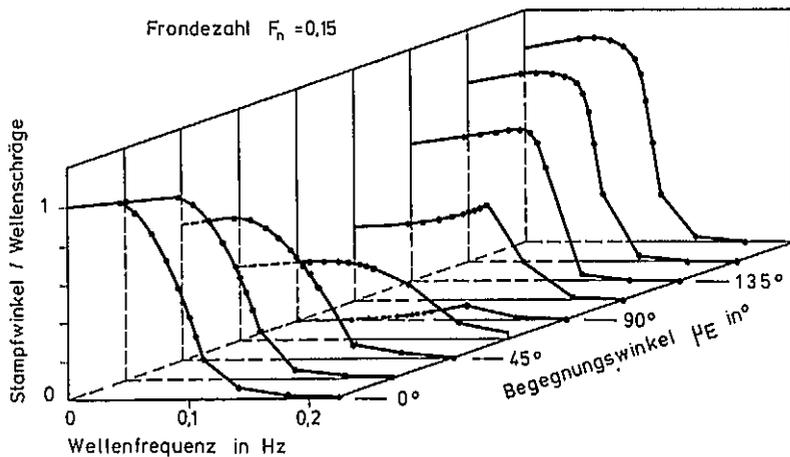


Bild 79: Berechnete Übertragungsfunktionen Wellenschräge zu Stampfwinkel des NS OTTO HAHN

4.2.7.3. Neutronenflußschwankungen des FDR

Aus dem in Bild 77 dargestellten Blockschema geht hervor, daß Neutronenfluß und damit Leistungsänderungen des Reaktors stets durch Reaktivitätsänderungen eingeleitet werden. Für die Auslegung des FDR bezüglich des Einflusses

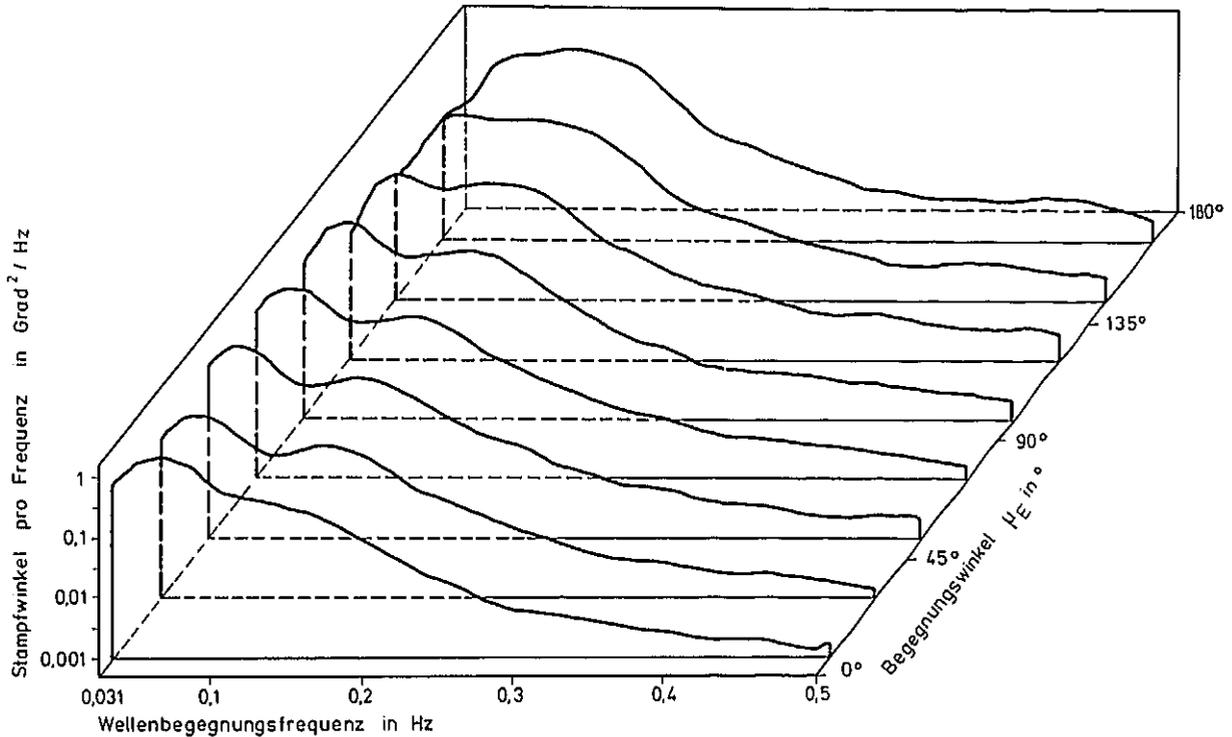


Bild 80: Auf verschiedenen Kursen gemessene Stampfwinkelspektren

von Schiffsbewegungen wurde daher auch zunächst die Reaktivitätsänderung bei statischen Beschleunigungsänderungen von $\pm 0,5$ g ermittelt und anschließend dieser Reaktivitätsschub moduliert mit den erwarteten Bewegungsfrequenzen als Input für ein dynamisches Reaktormodell verwendet. Zur Verifizierung derartiger Modelle ist es daher günstig, dem Reaktor bekannte Reaktivitätsstörungen aufzuprägen, was am einfachsten durch Ansteuerung kalibrierter Regelstäbe erfolgt. Eine entsprechende Technik wurde entwickelt und an beiden Reaktorkernen zur Messung von Übertragungsfunktionen benutzt.

Bild 81 vergleicht im Zeitbereich eine derartige Messung am zweiten Kern (zweiter Zyklus) mit einer entsprechenden Berechnung nach dem detaillierten Programm DRUCK. Einen Vergleich im Frequenzbereich mit dem weniger detaillierten Programm FREQUENZ zeigt Bild 82. In beiden Fällen ermöglichten die Messungen teils eine Bestätigung und teils eine Anpassung von Modellparametern.

Während der Erprobungsreisen fielen auch erste Meßergebnisse zum Einfluß von Schiffsbewegungen auf den FDR an. Bei vorwiegend rollendem Schiff (Parallel-

kurs) trat zwar bei der Rollfrequenz von 0,07 Hz ein Maximum im Neutronenflußspektrum auf, es konnte jedoch mit der damals nur aus Beschleunigungsaufnehmern bestehenden Bewegungsinstrumentierung nicht korreliert werden.

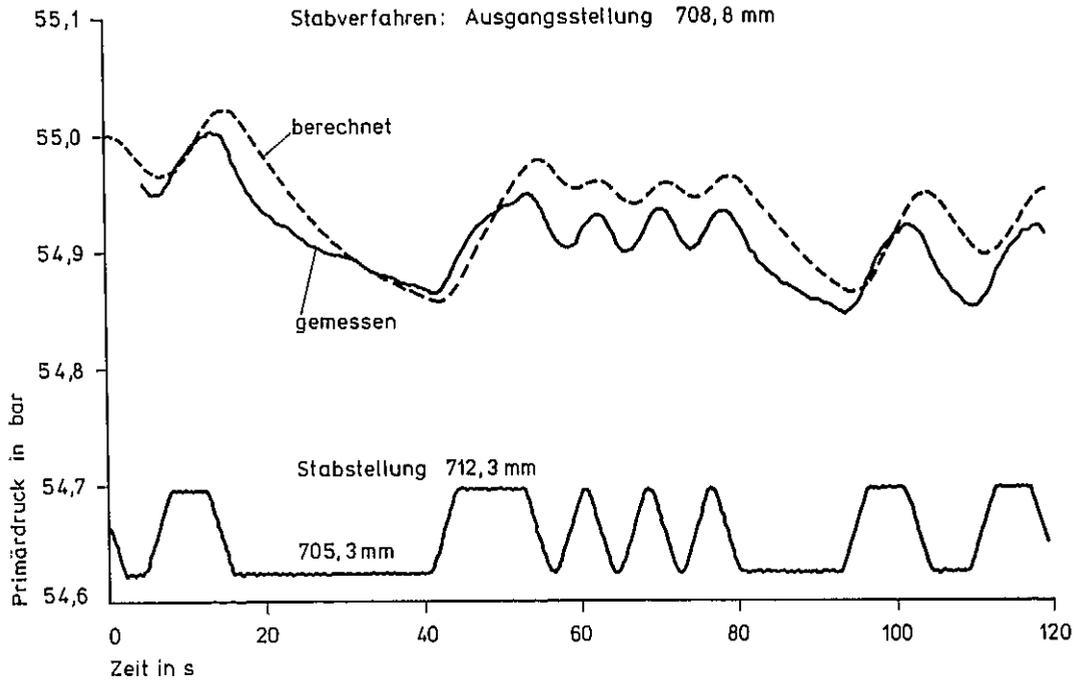


Bild 81: Regelstabbewegung mit dem Programm DRUCK (berechnete sowie gemessene Neutronenflußänderungen im Zeitbereich)

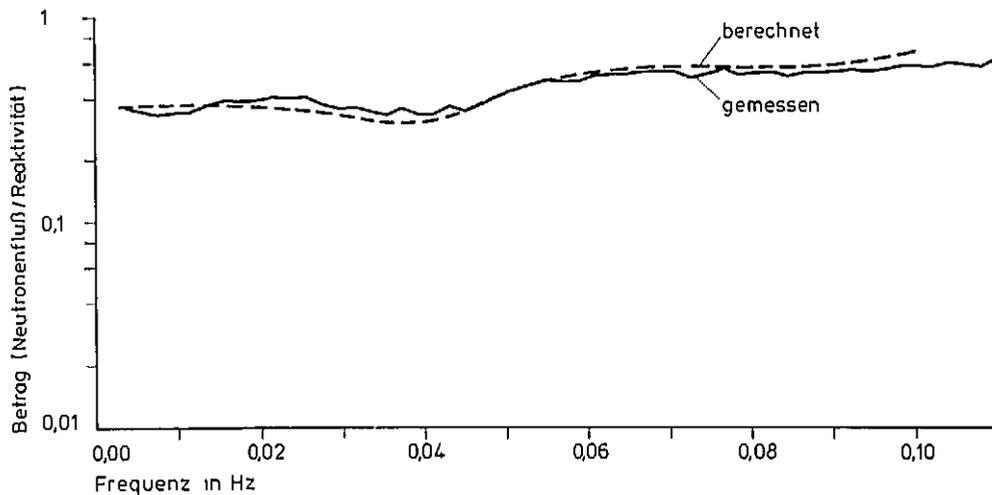


Bild 82: Gemessene und mit dem Programm FREQUENZ berechnete Übertragungsfunktion Regelstabbewegung zu Neutronenfluß

Deutlich mit der Vertikalbeschleunigung korreliert war jedoch das bei vorwiegend stampfendem Schiff (Gegenkurs) im Frequenzbereich 0,1 ... 0,15 Hz auftretende Maximum im Neutronenflußspektrum.

Weitere Messungen zum Einfluß von Schiffsbewegungen wurden im Dezember 1975 auf einer kurzen Forschungsreise am Ende des ersten Zyklus des zweiten Kerns vor Südnorwegen durchgeführt. Die Bewegungsinstrumentierung war durch zwei Lotkreisel zur Erfassung der Stampf- und Rollbewegungen wesentlich ergänzt worden. Die Wellenhöhe mußte allerdings weiter geschätzt werden, während die vorherrschende Wellenlaufrichtung gut aus der Fahrtänderung auf den systematisch variierten Kursen zu bestimmen war. Neutronenfluß und Primärdruck erwiesen sich als deutlich höher mit dem Stampfwinkel als mit dem Rollwinkel korreliert. Ferner folgten die vorherrschenden Roll- und Stampffrequenzen in Abhängigkeit vom Wellenbewegungswinkel den theoretischen Vorstellungen, wonach die Rollfrequenz eine feste Eigenfrequenz ist, während die Stampffrequenz von der vorherrschenden Wellenfrequenz und der jeweils resultierenden Begegnungsfrequenz abhängt.

Anfang 1978 erlaubte eine weitere Forschungsreise erste Messungen zum See-gangseinfluß unter gleichzeitiger Erfassung des Wellenhöhenspektrums mit zwei ausgesetzten Waverider-Bojen (Bild 80).

4.2.8. Chemische Kreislaufuntersuchungen

Besonderes Interesse galt dem chemischen Verhalten der verschiedenen Anlagenkomponenten gegenüber Primär- und Seewasser. Dazu wurden verschiedene Untersuchungen, zum Teil auch in Zusammenarbeit mit externen Institutionen, durchgeführt.

4.2.8.1. Korrosionsschutz von Kondensatoren

In der Schifffahrt wird zum Schutz seewassergekühlter Kondensatoren Eisen(II)-sulfat (FeSO_4) eingesetzt.

Erste Versuche mit der Dosierung von Eisen(II)-sulfat zum Hauptkondensator begannen 1975. Der Kondensator war zu der Zeit mit Rohren aus CuZn20Al

bestückt. Um eine Schutzschicht an den Rohren aufzubauen, wurden 3mal täglich 12 kg $\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$ zugegeben. Bereits nach 3 Tagen verschlechterte sich der Wärmeübergang infolge der sich aufbauenden Schutzschicht, so daß das erforderliche Vakuum im Hauptkondensator bei Vollast und erhöhten Seewassertemperaturen kaum einzuhalten war.

Nach der Neuberohrung des Kondensators mit Rohren aus CuNi30Fe wurden anfangs 5 kg $\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$ je 1000 m³ Kühlwasser und Stunde dosiert, später wurde auf See 1mal wöchentlich, bei Revierfahrten und in Häfen 1mal täglich Eisen(II)-sulfat zugegeben.

Die zu dosierende Lösung wurde abwechselnd mit Seewasser und Kondensat angesetzt. Auffällige Unterschiede wurden nicht bemerkt. Die Ansätze erfolgten unmittelbar vor der Zugabe, und die Temperatur im Vorratsbehälter wurde möglichst unter 25 °C gehalten. Der pH-Wert der zu dosierenden Lösung lag zwischen 2,1 und 2,4.

In Flußmündungen und Häfen mit stark verschmutzten Wässern stieg der Bedarf an Eisensulfat zur Erzielung der gewünschten Konzentration an (siehe Tab. 25).

Tabelle 25: Eisensulfatzugabe an verschiedenen Orten

Ort	Zugabe an $\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$ je 100 m ³ /h in kg
Atlantik	5,5 bis 6,0
Nordsee	7,2
Elbemündung	7,0
Hafen Hamburg	9,5
Nieuwe Waterweg (Rotterdam)	9,5

4.2.8.2. Untersuchungen zum Verhalten von Gasen und Korrosionsprodukten in den Wasserkreisläufen des FDR

In Zusammenarbeit mit der britischen Atomenergiebehörde UKAEA wurden Gase und Korrosionsprodukte im Primär- und Sekundärsystem über einen längeren

Zeitraum gemessen. Ziel der Untersuchungen war es, Aussagen über den Mechanismus der Vorgänge zu gewinnen, die den Transport von Korrosionsprodukten im Kühlwasser beeinflussen und eventuell Möglichkeiten zur Verminderung des Aktivitätsaufbaus aufzuzeigen.

Aus der Dampf- und Wasserphase im Primär- und Sekundärsystem wurden unter isokinetischen Bedingungen kontinuierlich Proben durch Kapillaren aus Edelstahl entnommen, die über eine Kühler- und Absperreinrichtung den Analysengeräten zugeführt wurden. Die angewandten analytischen Techniken umfaßten die automatische Bestimmung der im Wasser bzw. im kondensierten Dampf gelösten Gase, wie Sauerstoff, Stickstoff, Wasserstoff und Kohlendioxid, durch Gaschromatographie nach Abtrennung durch Gegenstromdiffusoren, die automatische kontinuierliche Bestimmung des Eisens mit einem photometrischen Verfahren im Autoanalyzer sowie Aufkonzentrierung der gelösten und ungelösten Korrosionsprodukte durch Filter und Ionenaustauschermembranen und nachfolgende chemische und radiochemische Analyse.

Während des Betriebes war häufig beobachtet worden, daß der Sauerstoffgehalt bei voller Reaktorleistung im Primärwasser beträchtlich über den empfohlenen Wert von 10 bis 20 $\mu\text{g}/\text{l}$ anstieg und durch gelegentliche Zugabe von Hydrazin (Levoxin) wieder vermindert werden konnte. Die Konzentration von gelösten Gasen sowie von gelösten und ungelösten Korrosionsprodukten sowie der Einfluß der Reaktorleistung auf diese Konzentrationen wurde auf mehreren Meßfahrten während der Betriebsdauer des zweiten Kerns untersucht. In Bild 83 sind die während einer Seereise im Dampfraum des Reaktors gemessenen Sauerstoffwerte aufgetragen. Man erkennt, daß beim Hochfahren des Reaktors Anfang November 1975 kurzzeitig hohe Sauerstoffwerte erreicht wurden, daß die Sauerstoffkonzentration zu einem niedrigeren Gleichgewichtswert hin tendierte und daß sich den Schwankungen des Sauerstoffgehaltes eine steigende Tendenz überlagerte. Die niedrigen Sauerstoffwerte am Beginn der Meßperiode wurden bei voller Reaktorleistung gemessen.

In Tabelle 26 sind die während der Betriebsdauer des zweiten Kerns gemessenen mittleren Korrosionsproduktkonzentrationen zusammengefaßt. Die Korrosionsprodukte lagen überwiegend in ungelöster Form vor, wobei der Anteil des Gelösten mit Ausnahme von Zink, bei dem er zeitweilig mehr als 50 % betrug, überwog. Das Auftreten höherer Korrosionsproduktkonzentrationen fiel häufig

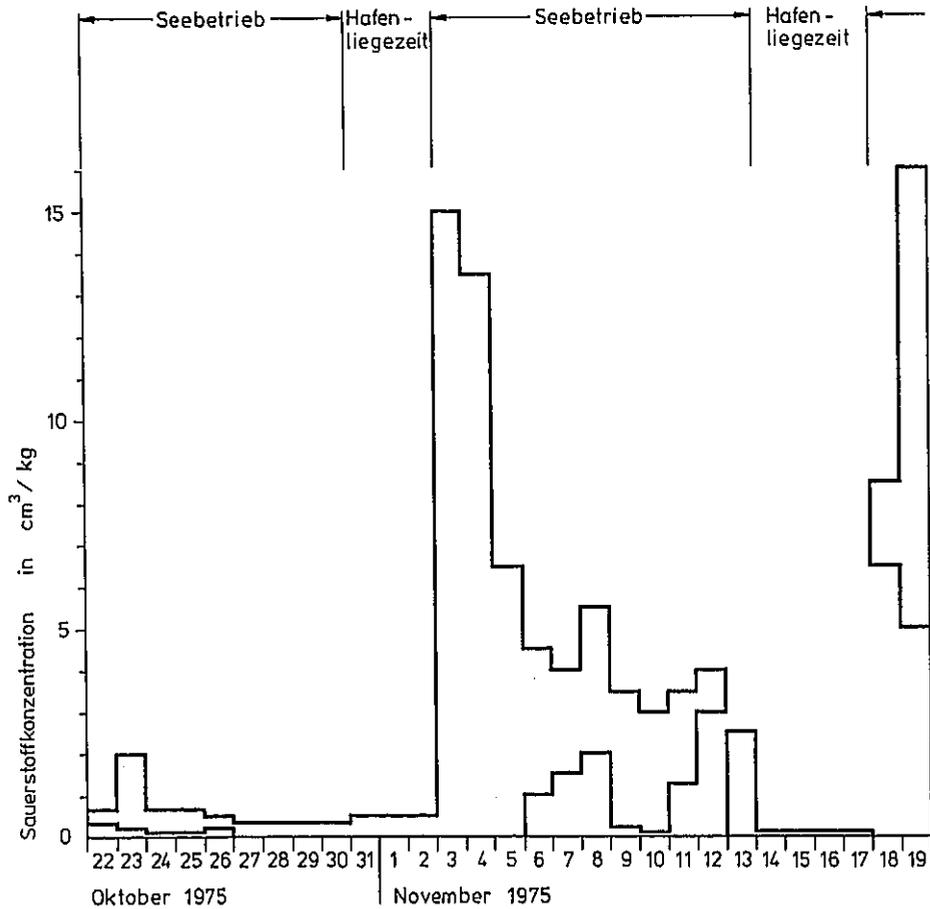


Bild 83: Streubereich und Verlauf der Sauerstoffkonzentration im Dampfraum des Druckbehälters

mit Leistungserhöhungen zusammen. Es wurden aber auch Fälle beobachtet, in denen das Leistungsniveau oder selbst das Schnellabschalten des Reaktors wenig Einfluß auf die Korrosionskonzentration zeigte. Der mittlere pH-Wert lag zwischen 8,3 und 9,7.

Die Tabelle 27 gibt eine Zusammenstellung der gemessenen Radionuklidkonzentrationen.

Ein Vergleich der an verschiedenen Stellen gemessenen Konzentrationen ergab, daß dem Primärkreislauf im Mittel jährlich 600 g der als Elemente berechneten Korrosionsprodukte entzogen wurden.

Die im Wasser gemessenen Tagesmittelwerte des Sauerstoffgehaltes waren mit dem Wasserstoffgehalt negativ korreliert. Eine quasistationäre Näherungslö-

Tabelle 26: Korrosionsproduktkonzentrationen im Primärkreislauf (zweiter Kern)

Element	Menge der gelösten Produkte in mg/t	Gesamtmenge in mg/t	Verhältnis gelöste Produkte zu Gesamtmenge in %
Reisen Nr. 80 bis 85			
Cr		278	
Ni		233	
Fe		67,4	
Mn		2,2	
Zn		3,9	
Co		1,8	
Cu		0,97	
Reisen Nr. 86 bis 92			
Cr	0,15	10,4	1,4
Fe	0,61	22,1	2,8
Ni	0,66	6,04	10,9
Zn	0,13	0,19	69,4
Co	< 0,04	< 0,07	-
Reisen Nr. 93 bis 100			
Cr	1,46	18,2	8
Ni	1,25	27,6	4,5
Fe	0,54	39,1	0,9
Mn	0,12	0,75	16
Zn	0,04	0,48	8
Co	< 0,02	0,1	< 20
Cu	0,09	0,59	15
Reisen Nr. 101 bis 108			
Cr	1,24	11	11
Ni	0,95	46	8,6
Fe	0,55	18	3,1
Mn	0,39	1,3	30
Zn	0,07	0,3	23
Co	< 0,02	0,2	< 10
Cu	< 0,03	0,2	< 15

sung für die bei der Wasserradiolyse ablaufenden Elementarreaktionen ergab zwar erheblich unter den gemessenen Werten liegende Gleichgewichtskonzentrationen an Sauerstoff, machte jedoch die Sauerstoff zehrende Wirkung kleiner Wasserstoffgehalte deutlich. Infolge des Verbrauchs von Sauerstoff durch Korrosion dürfte mit der Zeit der Sauerstoff überwiegen, so daß sich die niedrigen Gleichgewichtswerte des Sauerstoffs um 10 µg/l einstellten.

Tabelle 27: Radionuklidkonzentrationen in den Korrosionsprodukten (zweiter Kern)

Nuklid	Konzentration in $\mu\text{Ci/l}$		
	höchster Wert	niedrigster Wert	Durchschnitt
<u>Reisen Nr. 80 bis 85</u>			
^{51}Cr	20	1,7	7,6
^{58}Co	7,6	0,71	4
^{59}Fe	$5,2 \cdot 10^{-2}$	$< 1 \cdot 10^{-4}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$
^{60}Co	1,1	$3,3 \cdot 10^{-2}$	$3,3 \cdot 10^{-1}$
^{65}Zn	$6,8 \cdot 10^{-2}$	$< 1 \cdot 10^{-4}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$
<u>Reisen Nr. 85 bis 92</u>			
^{51}Cr	4,6	$4,5 \cdot 10^{-2}$	1,1
^{58}Co	6,7	$5,7 \cdot 10^{-2}$	0,88
^{59}Fe	0,1	$1,8 \cdot 10^{-3}$	$< 1,9 \cdot 10^{-2}$
^{60}Co	0,43	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$4,9 \cdot 10^{-2}$
<u>Reisen Nr. 93 bis 100</u>			
^{51}Cr	4,2	0,15	2,3
^{58}Co	5,3	$6,8 \cdot 10^{-2}$	1,8
^{59}Fe	$7 \cdot 10^{-2}$	$6,4 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-2}$
^{60}Co	0,52	$7,9 \cdot 10^{-3}$	$1,33 \cdot 10^{-1}$
^{65}Zn	$2,2 \cdot 10^{-2}$	$< 2 \cdot 10^{-4}$	$< 8 \cdot 10^{-4}$

Da durch die integrierende Probennahmetechnik sehr kleine Konzentrationen der Messung zugänglich waren, ergaben sich aus dem Verhalten der gelösten Korrosionsprodukte weitere Hinweise auf den Mechanismus der Korrosionsproduktablagerung.

Das Verhältnis der gelösten zu den ungelösten Korrosionsprodukten war von der Leistung des Reaktors abhängig. Da sich bei Leistungsänderungen hauptsächlich die Temperatur der Brennelemente ändert, konnte bei einigen Elementen auf eine reversible Ablagerung auf den Brennelementen bei Temperaturerhöhung oder eine Adsorption oder Mitfällung mit anderen Korrosionsprodukten geschlossen werden. Das steht im Einklang mit Literaturangaben zur Adsorption und Löslichkeit von Metalloxiden und -hydroxiden.

Die bei voller Reaktorleistung bzw. bei Anstieg der Reaktorleistung im Primärkreislauf gemessenen erhöhten Sauerstoffgehalte werden auf das Zusammenwirken von radiolytischer Wasserzersetzung und eines innerhalb des Primärkreislaufes bestehenden Weges für den Gastransport zurückgeführt. Nach Blockieren dieses Weges wurden diese Sauerstoffspitzen erwartungsgemäß nicht mehr beobachtet.

Aus den Korrosionsproduktkonzentrationen und ihren spezifischen Aktivitäten kann auf das Ablagerungsverhalten, nicht aber auf die Korrosionsgeschwindigkeit selbst geschlossen werden. Die relativ geringe, aber doch meßbare Mobilität erklärt einerseits das geringe Ausmaß der auf radioaktive Korrosionsprodukte zurückzuführenden Aktivität im Primärsystem, andererseits aber die Akkumulation radioaktiver Oxide an Stellen mit geringer Strömungsgeschwindigkeit.

Das mit isokinetischen Probenahmekapillaren betriebene automatische Meßsystem bietet die Möglichkeit, in Kombination mit einer fernbedienten, rückspülbaren Filtrationsanlage die Wirksamkeit der zyklischen Verfahren zur Dekontamination im Betrieb zu überwachen.

4.2.9. Turbinenuntersuchungen

4.2.9.1. Einleitung

Zur Klärung naßdampfspezifischer Fragen wurde während der Inbetriebnahme und der Erprobungsphase des NS OTTO HAHN ein umfangreiches Meßprogramm im Bereich der Sekundäranlage durchgeführt. Grundlage dafür waren allgemeine Kreislaufmessungen im gesamten Leistungsbereich der Anlage bei Voraus- und Rückwärtsfahrt. Durch eine sehr feine Abstufung der Fahrstufen in Verbindung mit der Meßwertregistrierung durch eine Datenerfassungsanlage und relativ wenigen Vor-Ort-Messungen wurde die Anlagencharakteristik für den gesamten stationären Fahrbetrieb erfaßt.

Für die Hauptturbine war die meßtechnische Erfassung der Dampffeuchte am Austritt der Hochdruckturbine, nach dem externen Wasserabscheider und nach der Endstufe der Niederdruckturbine sowie die Erfassung der abgeschiedenen Entwässerungsmenge besonders wichtig.

Die Meßeinrichtungen wurden 1965/66 in enger Zusammenarbeit mit Escher Wyss GmbH, Ravensburg, konzipiert, die dann die Drosselkalorimeter und die Dampffechtesonde auch baute.

Während mehrerer Reisen wurden Messungen in dem oberen Leistungsbereich bei unterschiedlichen Randbedingungen durchgeführt. Als Beispiel ist in Bild 84 die Dampffechtemeßeinrichtung hinter der Endstufe der Niederdruckturbine wiedergegeben.

Die wesentlichsten Ergebnisse der Meßreihen waren, daß die Dampffechte am Austritt der Hochdruckturbine sowie am Eintritt der Niederdruckturbine mit der gemessenen Entwässerungsmenge aus dem externen Wasserabscheider in der Überströmleitung korrespondiert. Das heißt, daß die an den Wasserabscheider gestellten Erwartungen bezüglich der Restfeuchte von 1 % erfüllt waren.

Die Endfeuchtemessungen wurden im Bereich des mittleren Durchmessers durchgeführt und konnten zur Bestätigung des vorausberechneten Expansionsverlaufes in wesentlichen Punkten beitragen.

Die Erkenntnisse aus den Messungen und die Notwendigkeit, die Vorgänge der Expansion von Naßdampf innerhalb der Turbine theoretisch zu erfassen und zur Optimierung der Beschau felung zu nutzen, um die so gewonnenen Daten für den späteren Bau weiterer Naßdampfturbinen zur Verfügung zu haben, waren u.a. der Anlaß für die Arbeiten im Rahmen der Hochschulzusammenarbeit mit dem Institut für Schiffsmaschinen der Universität Hannover.

4.2.9.2. Feuchteverteilung und Nässeverluste in Turbinenstufen

Während bei konventionellen Dampfturbinen im allgemeinen nur die letzten Stufen im Naßdampfgebiet entspannen, findet bei Naßdampfanlagen, die in Verbindung mit Wasserreaktoren betrieben werden, die gesamte oder doch der überwiegende Teil der Expansion im Naßdampfgebiet statt. Gegenüber der Heißdampfströmung ist die Naßdampfströmung für die Turbinenstufen in zweifacher Hinsicht von Bedeutung.

Zunächst sind mit der Naßdampfströmung zusätzliche Verluste verbunden, die im wesentlichen daraus resultieren, daß die im Dampf vorhandenen feinen Ne-

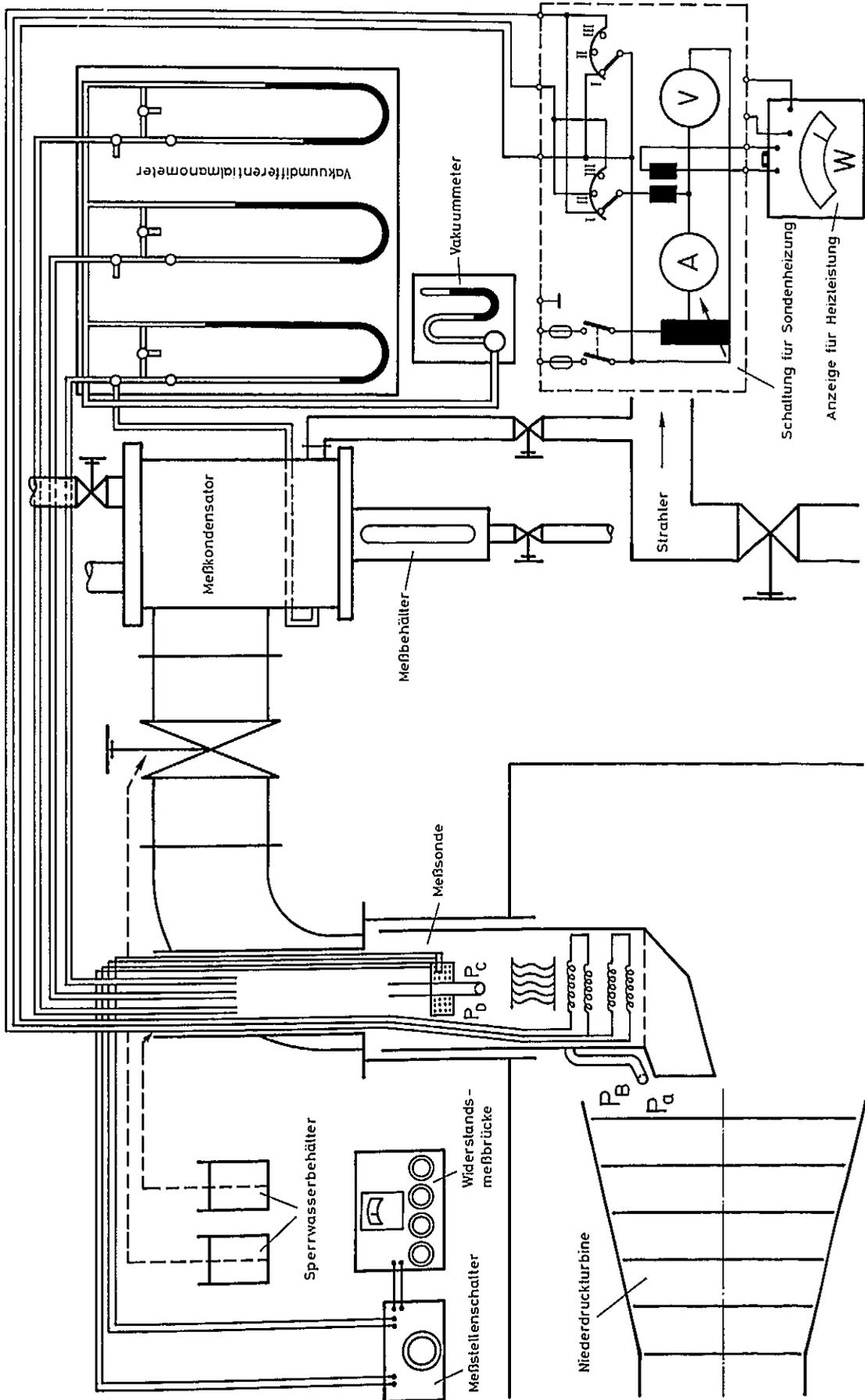


Bild 84: Dampfuchte-Meßeinrichtung

beltropfen von der Dampfströmung beschleunigt werden müssen. Daneben treten thermodynamische Verluste aufgrund der Dampfunterkühlung und ggf. Kondensationsstöße auf. Zum anderen sammelt sich auf der Druckseite der Schaufelprofile Wasser an, da die Nebeltropfen aufgrund ihrer Trägheit der Dampfströmung nicht genau folgen können. Der sich auf der Oberfläche bildende Film reißt bei der Leitschaufel an der Hinterkante, bei der Laufschaufel im Kopfbereich und im äußeren Bereich der Hinterkante ab. Insbesondere das von den Leitschaufeln abreißende Wasser führt zur Erosionsgefährdung der nachfolgenden Laufschaufel.

Im Rahmen der genannten Hochschulzusammenarbeit wurde das Rechenprogramm TURBIN entwickelt, mit dessen Hilfe die Entwicklung einzelner Feuchtigkeitskomponenten während der Expansion im Naßdampfgebiet berechnet werden kann.

Das Rechenprogramm ist auf beliebige Turbinentypen anwendbar. Anhand typischer Gleich- und Überdruckstufen wurde das Rechenprogramm getestet. Erwartungsgemäß zeigten die Tests den entscheidenden Einfluß der Nebeltropfengröße auf Feuchtigkeitsverteilung und Nässeverluste.

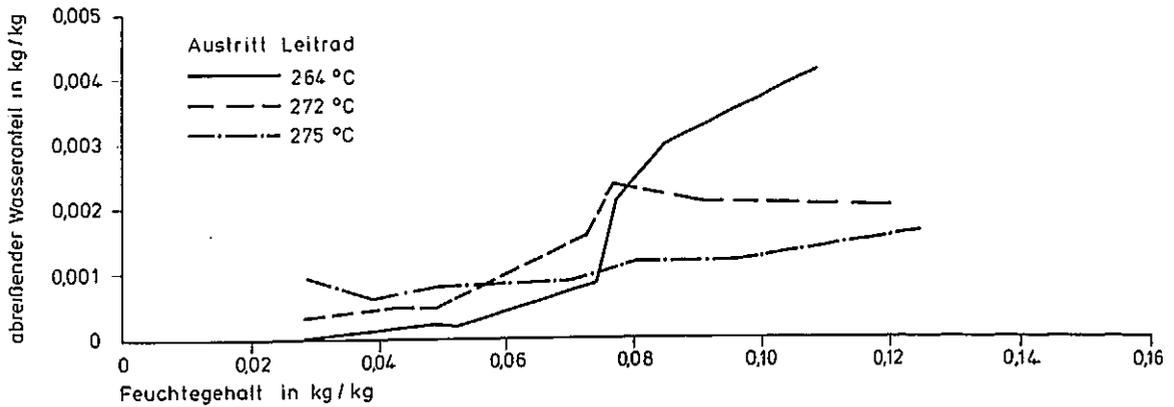
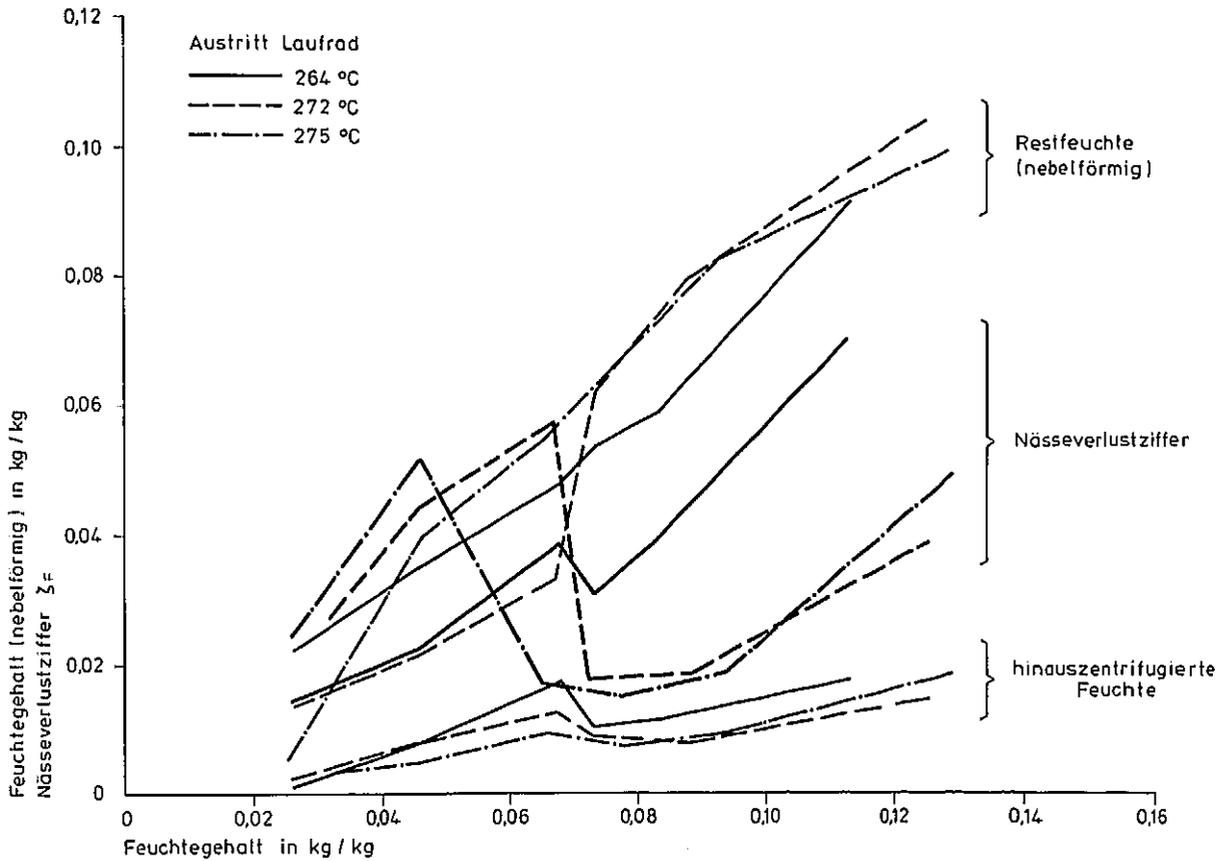
Anhand der Hauptturbine des NS OTTO HAHN wurde die Naßdampfströmung u.a. bei geringer Variationsbreite des Eintrittszustandes berechnet.

Die Entwicklung der Feuchteverteilung sowie der Nässeverluste zwischen der 7. und 12. Stufe der Hauptturbine zeigt Bild 85. Der 6. Stufe folgt ein externer Wasserabscheider, dessen Austrittsdampfgehalt $x = 99 \%$ betragen soll. Es wurde in dieser Variationsrechnung unterstellt, daß die internen Stufenwässerungen nach der 9., 10. und 11. Stufe je 75 % des von den Laufschaufeln hinauszentrifugierten Wassers abführen.

Die Ergebnisse zeigten, daß selbst relativ geringe Änderungen, z.B. des Eintrittszustandes, das Nebelspektrum sehr deutlich verändern können. Ebenso einflußreich wie das Nebelspektrum scheint auch die Turbinenbauart zu sein.

4.2.9.3. Theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Wasseranlagerung an Leitschaufelprofilen

Auf die Untersuchungen der Feuchtigkeitsverteilung und Nässeverluste in Naß-



Temperatur	spontane Kondensation im Leitrad	Nebeltropfenradius
264 °C	1. Kondensation : 5. Stufe 2. Kondensation : 12. Stufe	$0,28 \cdot 10^{-6} \text{ m}$
272 °C	1. Kondensation : 5. Stufe 2. Kondensation : 9. Stufe	$0,56 \cdot 10^{-6} \text{ m}$
275 °C	1. Kondensation : 5. Stufe 2. Kondensation : 6. Stufe 3. Kondensation : 8. Stufe	$1,4 \cdot 10^{-6} \text{ m}$

Bild 85: Feuchteanteile und Nässeverlustziffer der Hauptturbine

dampfturbinenstufen aufbauend, wurden Arbeiten mit dem Ziel durchgeführt, insbesondere den Einfluß der Gittergeometrie auf die Naßdampfströmung zu untersuchen. Sie galten hauptsächlich der Frage der Wasseranlagerung an Schaufelgittern, die von Naßdampf durchströmt werden. Die angelagerte Wassermasse steht in direktem Zusammenhang mit der Erosionsgefährdung.

In einer theoretischen Untersuchung wurden zunächst allgemeine Einflüsse auf die Nebeltropfenbewegung und das Auftreffen von Tropfen auf feste Wände bestimmt.

Mit Hilfe eines Rechenprogramms kann der Einfluß der Gittergeometrie sowie des Dampfzustandes auf die Anlagerung von Nebeltropfen an den Leitschaufelprofilen im Gitterverband bestimmt werden.

Zur Absicherung der theoretisch gewonnenen Ergebnisse wurde die Anlagerung von Wasser an einzelnen Profilen in variierten Gitterkonfigurationen experimentell untersucht. Zu diesem Zweck wurde ein rotationssymmetrischer Meßkanal entwickelt, der in die Abdampfleitung zwischen den Turbogeneratoren und dem Hilfskondensator an Bord des NS OTTO HAHN eingebaut wurde. Untersucht wurden 5 Gittergeometrien mit Rundkopfprofilen, bei denen der Staffelungswinkel zwischen 48° und 62° und das Teilungsverhältnis zwischen 0,72 und 2,08 variiert wurden.

Die Ergebnisse der experimentellen Untersuchungen bestätigten die theoretischen Arbeiten, indem gezeigt werden konnte, daß eine hohe Anlagerungsrate vor allem bei stark beschleunigenden Gittern (kleiner Staffelungswinkel) sowie bei kleinen Teilungsverhältnissen zu erwarten ist. Einen entscheidenden Einfluß hat auch das Druckniveau. Mit kleiner werdendem Druck steigt die Anlagerungsrate stark an. Dies ist u.a. auch ein Indiz dafür, daß die Erosionsgefährdung von Turbinenstufen im Mittel- oder Hochdruckteil merkbar niedriger liegt als die im Niederdruckbereich.

Das Nebeltropfenspektrum konnte nicht bestimmt werden, da kein geeignetes Meßverfahren zur Verfügung stand. Anhand der Wasseranlagerung an Schaufelprofilen und an einer Zylindersonde kann die mittlere Tropfengröße mit etwa $r = 0,25$ bis $0,35 \mu\text{m}$ abgeschätzt werden.

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen trugen dazu bei, Gitter von Naßdampfturbinen im Hinblick auf niedrige Nässeverluste sowie geringe Erosionsgefährdung auszulegen.

4.3. Begleitende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für das Kernenergieschiff

Parallel zum Bau und Betrieb des NS OTTO HAHN wurden zur Vertiefung und Weiterführung der nuklearen Schiffsentwicklung begleitende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten durchgeführt. Sie beinhalteten theoretische und praktische Untersuchungen maschinenbaulicher und schiffstechnischer Art. Im einzelnen handelte es sich um Arbeiten zur Dampferzeugerentwicklung, Schiffssicherheitsuntersuchungen einschließlich Kollisions- und Grundberührungsschutz und Sinktests, Schwingungsuntersuchungen an Schiff und Propeller und schließlich um umfangreiche Untersuchungen zur Manövrierfähigkeit des Schiffes.

4.3.1. Dampferzeugerentwicklung

Im Anschluß an die Untersuchungen bzw. Berechnungen zum Dampferzeuger des NS OTTO HAHN wurden mit dem dafür benutzten Programm umfangreiche Parameterstudie zur Auslegung von Dampferzeugern für einen weiterentwickelten FDR-Typ durchgeführt. Dabei ging man von wesentlich größeren Reaktorleistungen aus als sie der Reaktor des NS OTTO HAHN hat (38 MW), nämlich von 138 und 190 MW.

Aufgrund der Untersuchungen für den Dampferzeuger einerseits und den Sekundärkreis andererseits lassen sich die optimalen Speisewassertemperaturen bzw. Überhitzungsgrade eingrenzen. Ähnliches gilt auch für das Verhältnis von Sekundärdruck zu Primärdruck sowie für einige konstruktive Daten des Dampferzeugers.

Primär- und Sekundärdruck wurden aufgrund einer Optimierung der Gesamtanlage ermittelt. Hierfür waren neben den Kosten der Anlage auch die Betriebskosten zu berücksichtigen. Zu diesem Zwecke wurden für entsprechende Komponenten des Gesamtsystems Kostenkalkulationen durchgeführt. Die Brennstoffkosten, die durch den Anlagenwirkungsgrad beeinflußt werden, wurden mit den Eingabedaten einer Wirtschaftlichkeitsstudie berechnet.

Die Ergebnisse für konstante Antriebsleistung zeigten einen deutlichen Vorteil bei steigenden Drücken auf der Sekundärseite. Ein Optimum war bei kleinerer Leistung bei etwa 60 bar und bei größerer Leistung bei etwa 75 bar zu erkennen. Das mit steigendem Sekundärdruck optimale Druckverhältnis $P_{\text{sek}}/P_{\text{primär}}$ erreichte bei diesen Verhältnissen einen Wert um 0,5. Die Speisewassereintrittstemperatur wurde zu 50 K unterhalb der Sättigungstemperatur ermittelt. Mit den gleichen Rechnungen wurde auch der optimale Bereich für die Überhitzungstemperatur eingegrenzt.

Die Ergebnisse führten u.a. zu einer Diskussion der Kalkulationsgenauigkeit der Reaktordruckbehälterkosten bei Auslegungsdrücken oberhalb 150 bar und warfen grundsätzliche Fragen zum Konzept des integrierten Schiffsreaktors auf. Die weitere Bearbeitung des EFDR-Projektes ging von folgenden Daten aus:

- Auslegungsdruck des Reaktors	125 bar
- Betriebsdruck des Reaktors	98 bar
- Betriebstemperatur	308 °C
- Frischdampfdruck (auf der Sekundärseite)	48 bar
- Frischdampf Temperatur	270 °C (10 K Überhitzung)
- Speisewassereintrittstemperatur	210 °C (50 K unter Sättigungstemperatur)

Im Rahmen umfangreicher Konzeptmodifikationen wurde der Dampfzustand auf der Sekundärseite aufgrund detaillierter Untersuchungen auf 44 bar und 282 °C bei gleichbleibender Speisewassereintrittstemperatur geändert.

4.3.2. Schiffssicherheitsuntersuchungen

Beim Bau und Betrieb des NS OTTO HAHN sind eine Reihe von schiffsspezifischen Sicherheitsfragen angesprochen worden, die über die Belange des NS OTTO HAHN hinaus eine vertiefte Bearbeitung erforderlich machten. Sie bezogen sich ganz generell auf die sicherheitstechnische Beurteilung und Genehmigung von Kernenergieschiffen. Dabei standen die beiden Komplexe Erweiterung des Risikokonzeptes und erweiterte Störfallanalysen im Vordergrund. Die Fälle, die z.Z. das besondere Interesse einer erweiterten Störfallanalyse finden, sind Kollisionen, Stranden/Grundberührung, Kentern, Sinken und Beschleunigungsbelastungen.

Gerade zum Thema Kollisionen und Kollisionsschutz sind beginnend mit dem Bau des NS OTTO HAHN umfangreiche theoretische Arbeiten und Modellversuche im Maßstab 1 : 7,5 und 1 : 12 durchgeführt worden. Mit einer speziell entwickelten Versuchstechnik wurden insgesamt 12 Modellversuche durchgeführt, von denen drei mit einem Seitenmodell des NS OTTO HAHN im Maßstab 1 : 7,5 stattfanden. Die Versuchseinrichtung, mit der eine gewünschte Rammenergie simuliert werden kann, ist schematisch in Bild 86 dargestellt.

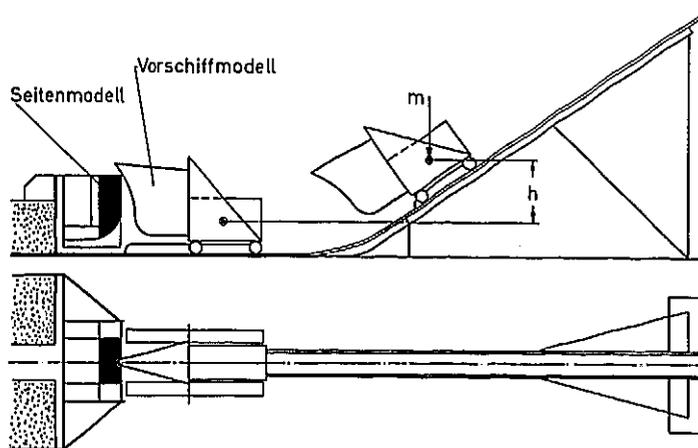


Bild 86: Kollisionsversuchseinrichtung

Aufbauend auf den Ergebnissen der OTTO-HAHN-Versuche, die auf einem Kollisionsschutz vom Energieabsorptionsprinzip beruhten, wurde in der Weiterentwicklung ein neues Schutzprinzip verwirklicht. Dabei handelt es sich um einen Schutz vom sogenannten Widerstandstyp, der in dem Nachfolgeprojekt NCS 80 seinen Niederschlag fand. Insgesamt 9 Modellversuche im Maßstab 1 : 7,5 und 1 : 12 mit verschiedenen Bugformen und unterschiedlichen Randbedingungen haben die Wirksamkeit dieses Schutzprinzips glänzend bewiesen (Bilder 87 und 88).

Parallel dazu sind große Anstrengungen gemacht worden, um die beobachteten Phänomene zu deuten, Zusammenhänge aufzuzeigen und analytische Modelle zu entwickeln.

Von den umfangreichen Arbeiten seien stellvertretend die Arbeiten zur Klärung der Übertragbarkeit der Modellergebnisse auf die Großausführung genannt, die Untersuchungen zur äußeren und inneren Stoßmechanik, die mit der



Bild 87: Modell eines Vorschiffes nach dem Versuch

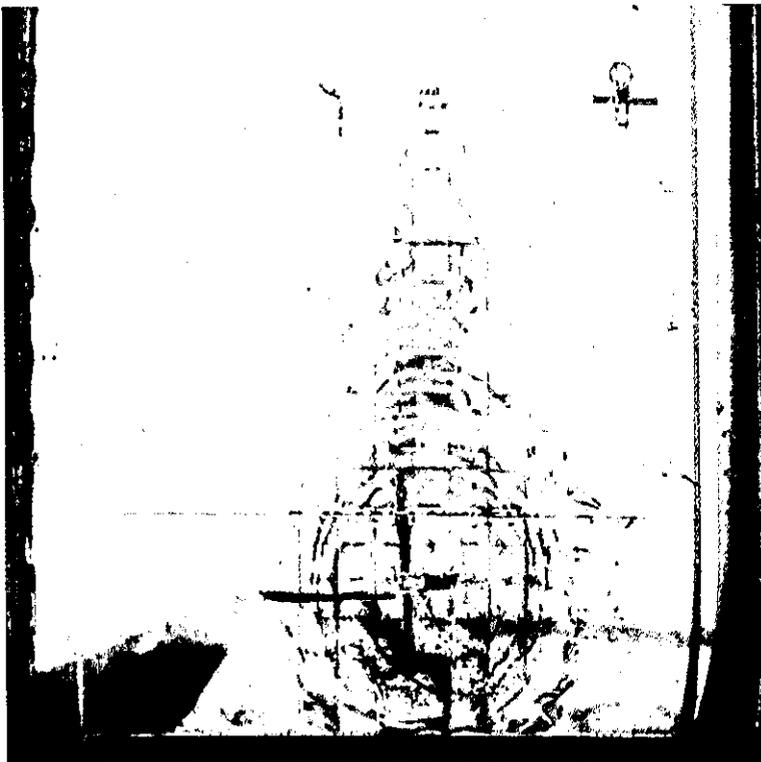


Bild 88: Seitenmodell mit Kollisionsschutzstruktur nach dem Versuch

Hamburgische Schiffbau-Versuchsanstalt GmbH (HSVA) zusammen durchgeführten Versuche zur Abschätzung des Einflusses des umgebenden Wassers bei Kollisionen und die Arbeiten zur Berücksichtigung von Tankfüllungen bei Kollisionsstoßvorgängen.

Die beim Bau des NS OTTO HAHN realisierte Idee des Grundberührungsschutzes in Form eines Dreifachbodens hat sich bewährt und ist für die Folgeobjekte NCS 80 und NCS 240 übernommen worden. Allerdings hatten sich bei der üblichen Dockung auf Mittelpallen Schwächen des unteren Bodens des NS OTTO HAHN gezeigt. Entsprechende Untersuchungen führten zu Vorschlägen, wie die Konstruktion des Dreifachbodens bei zukünftigen Kernenergieschiffen gestaltet werden sollte.

Die Frage der Kentersicherheit ist für Kernenergieschiffe und den damit zusammenhängenden Sicherheitsaspekten der Anlage besonders wichtig. Daher sind verschiedene Untersuchungen über die Kentersicherheit des NS OTTO HAHN und seiner Folgeprojekte durchgeführt worden. Solche Untersuchungen sind naturgemäß auf das entsprechende Fahrzeug abgestellt.

Als arttypisches Problem im Zusammenhang mit dem nuklearen Antrieb ist das Sinken eines Kernenergieschiffes zu behandeln. Im Gegensatz zu konventionell angetriebenen Fahrzeugen sind beim Sinken eines Kernenergieschiffes auch dann noch einige Sicherheitsfunktionen für die Reaktoranlage zu gewährleisten, wie z.B. die Aufrechterhaltung des Sicherheitseinschlusses als Aktivitätsbarriere. Mit geeigneten Maßnahmen muß dafür gesorgt werden, daß die Integrität des Sicherheitseinschlusses während und nach Abschluß des Sinkvorganges unabhängig von der Tiefe bewahrt bleibt. Dies kann u.a. durch Flutklappen geschehen, die bei einem vorgegebenen Außendruck öffnen und nach Druckausgleich durch eingeflossenes Wasser wieder selbsttätig schließen. Zur Auslegung der Flutquerschnitte ist die Kenntnis des Sinkmechanismus und der Sinkgeschwindigkeit notwendig. In Verbindung mit der HSVA wurden umfangreiche Sinkversuche mit einem speziell präparierten Sinkmodell des NS OTTO HAHN und anderen Schiffstypen im Maßstab 1 : 70 durchgeführt. Dabei konnten sämtliche Hauptabteilungen des Schiffes über ferngesteuerte Ventile geöffnet werden (Bilder 89 und 90). Die Reihenfolge des Öffnens war variierbar und wurde zur Simulation spezieller Ausgangsbedingungen entsprechend programmiert.

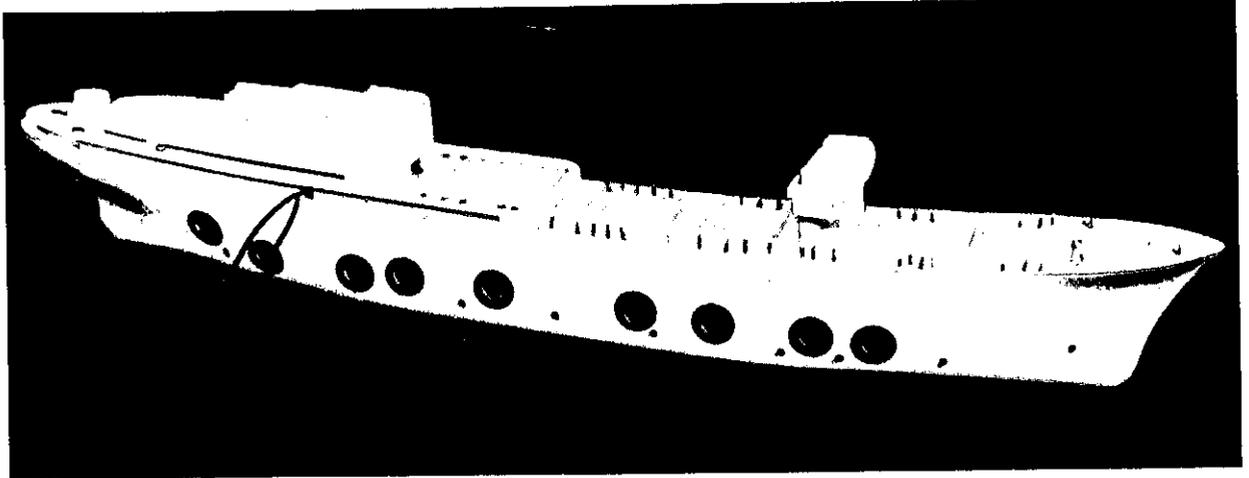


Bild 89: Sinkmodell des NS OTTO HAHN

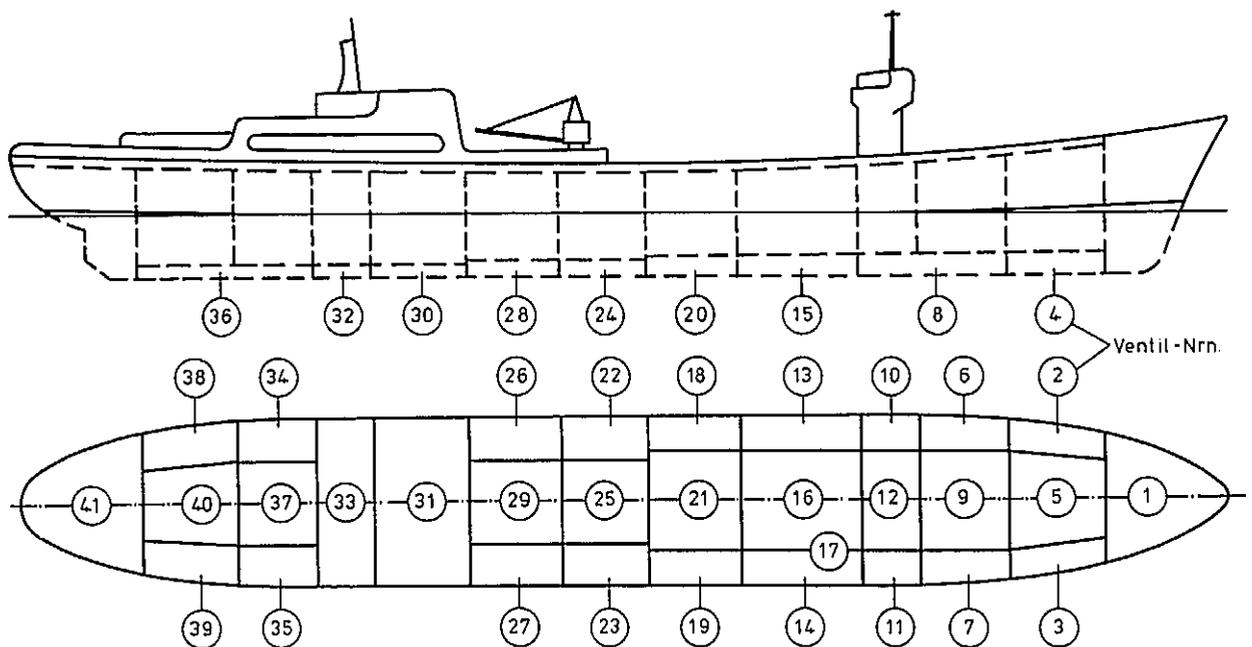


Bild 90: Verteilung der Ventile am Sinkmodell des NS OTTO HAHN

Parallel dazu wurden theoretische Untersuchungen durchgeführt, die u.a. auch die Frage des Modellübertragungsmaßstabes betrafen. Die Ergebnisse zeigten, daß das Froudesche Ähnlichkeitsgesetz den sogenannten schnellen Sinkvorgang gut beschreibt. Während die Phase des sogenannten langsamen Sinkens, bei der das Schiff vollläuft, aufgrund der verschiedenen Imponderabilien kaum analy-

tisch zu beschreiben ist, läßt der sich der schnelle Sinkvorgang theoretisch befriedigend erfassen. Die abgeleiteten Gesetzmäßigkeiten sind auch in das Projekt NCS 80 eingeflossen und stellen die Basis für die Auslegung der Flutungseinrichtungen dar.

Beschleunigungsbelastungen bei Kollisionen und Grundberührungen, beim Brechen von Eis und auch im Seegang spielen bei der Auslegung von Schiff und Reaktor eine wesentliche Rolle. Die hier auftretenden Fragen sind wieder sehr artspezifisch und zum Teil sehr komplex. Daher war die Weiterverfolgung der Beschleunigungsbelastungen beispielsweise in Verbindung mit Kollisionen ein wesentlicher Aspekt der Kollisionsuntersuchungen. Die bei den Kollisionsstößen auftretenden Kräfte und Beschleunigungen wurden im Hinblick auf die Reaktoranlage und ihre relevanten Sicherheitseinrichtungen analysiert und ein eventuelles Durchbrechen des Schiffes mit berücksichtigt. Hier müssen die Arbeiten aber noch weitergeführt werden.

Basis jeder Risikobetrachtung ist die Erarbeitung von Störfall-Eintrittswahrscheinlichkeiten. Das statistische Material ist in den seltensten Fällen sofort umsetzbar. Es muß in der Regel erst mühsam zusammengetragen und aufbereitet werden. Es ist zu berücksichtigen, daß die Eintrittswahrscheinlichkeiten zeitabhängig sind, d.h., daß bei Einführung bestimmter administrativer Maßnahmen oder technischer Einrichtungen die Zahl der Unfälle ein eindeutig anderes Niveau annehmen kann. Auch beeinflußt die Einführung neuer Schiffssysteme oder Sprünge in den Größen der Schiffe, wie z.B. in der Tankerentwicklung, nachhaltig das statistische Bild.

Ähnlich wie bei den Störfall-Eintrittswahrscheinlichkeiten gibt es Verschiebungen bei der Abschätzung der Störfallwirkungen. Der Katalog der mit Schiffen transportierten Güter hat sich in den letzten Jahren erweitert, u.a. auch auf dem Gebiet der gefährlichen Güter.

Der Ausgangspunkt der Risikountersuchungen lag bei der Aktualisierung des statistischen Materials unter weitgehender Berücksichtigung der neuen Entwicklungslinien. Für einige typische Schiffsstörfälle wurden Abschätzungen ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit durchgeführt. Jedoch ist dies erst ein Anfang auf dem Weg zur Risikoanalyse mobiler Reaktoranlagen.

4.3.3. Aktiver und passiver Kollisionsschutz

Unter aktivem Kollisionsschutz sollen hier alle Maßnahmen zur Kollisionsverhinderung und unter passivem Schutz entsprechend alle Einrichtungen bzw. Maßnahmen verstanden werden, die einer Minderung der Schäden im Fall einer Kollision dienen. Die dazu durchgeführten Arbeiten werden im Folgenden kurz angesprochen.

4.3.3.1. Kollisionsverhinderung

Beim NS OTTO HAHN wurde durch eine 25%ige Überbemessung der Ruderfläche, durch eine besonders starke Rudermaschine sowie durch Redundanz von Teilen der Steuerung eine Erhöhung der Manövrierfähigkeit und damit eine Verringerung der Kollisionseintrittswahrscheinlichkeit angestrebt.

Im Rahmen der das Projekt Kernenergieschiff begleitenden Forschungs- und Entwicklungsvorhaben wurde bei der GKSS neben dem passiven Kollisionsschutz auch auf dem Gebiet des aktiven Kollisionsschutzes gearbeitet.

4.3.3.2. Minderung von Schäden im Fall einer Kollision

Aufgrund der Versuchserfahrungen mit dem Kollisionsschutz des NS OTTO HAHN wurde im Zuge des Entwurfes eines nuklearen Containerschiffes eine neuartige Kollisionsschutzkonstruktion entwickelt. Sie beruhte auf dem sogenannten Widerstandsprinzip anstelle des bis dahin weltweit angewendeten Energieabsorptionsprinzips. Es wurde - Bienenwaben ähnlich - ein Gitterrost mit Quadratzellen für die auf jeder Schiffseite vorhandenen Wallgänge vorgesehen. Diese Zellenstruktur, deren Tiefe sich über den Wallgangbereich zwischen Außenhaut und Seitenlängsschott erstreckt (Bild 91), hat ein Raster entsprechend der Spantentfernung.

Es wurden neun Modellpaare getestet, um für typische Vorschiffe mit und ohne Ballastwasserfüllung die erforderlichen Auslegungsdaten zu ermitteln. Theoretische Analysen, die gleichzeitig und im Anschluß an die Versuche an der Technischen Universität Berlin durchgeführt wurden, bestätigten das Prinzip und

die Wirksamkeit der gewählten Konstruktion. Bisher noch nicht vollständig beantwortete Teilaspekte sind die maßgeblichen Beschleunigungen für einen so geschützten Schiffsreaktor, die mögliche Überbeanspruchung des ganzen Schiffskörpers bis zum Durchbrechen und das notwendige Ausmaß von Schutzvorkehrungen gegen Kollisionsstöße schräg von vorn bzw. achtern.

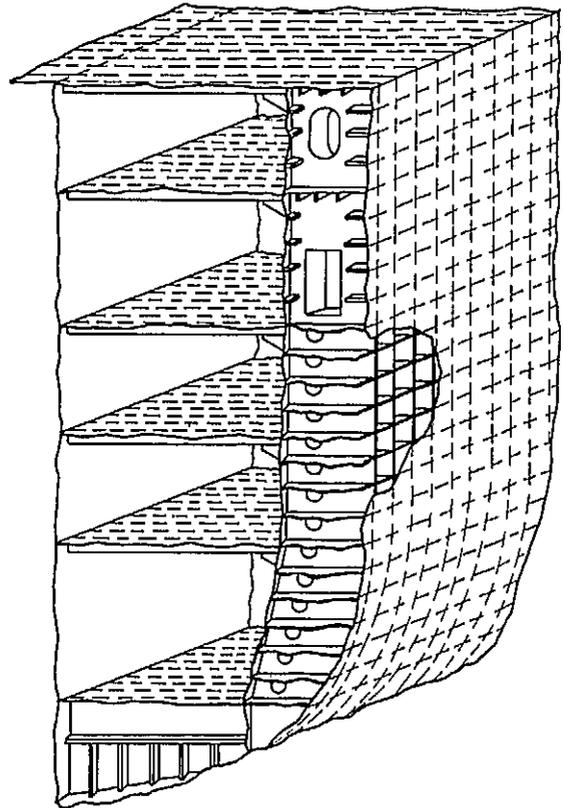


Bild 91: Kollisionsmodell mit Zellenstruktur

4.3.3.3. Kollisionsmodellversuchstechnik

Für die gesamten Kollisionsversuche, einschließlich jener für das NS OTTO HAHN mußte zunächst die Frage der Übertragbarkeit auf wirkliche Kollisionen geprüft werden.

Dynamische Zerstörungsversuche mit sogenannten Geosim-(geometrical similarity)-Serien als einfache, frei aufgelagerte Biegeträger in den Maßstäben $\lambda = 1; 2,5; 5; 10$ und 25 lieferten bei großer Streuung der Versuchsergebnisse eine

um ca. 50 % größere Energieabsorption im Modell bei gleichem Schadensbild als im statischen Fall. Jedoch wurde gegenüber dem Modellgesetz von Cauchy, das von gleichen Spannungen bei Modell und Großausführung ausgeht, kein meßbarer Maßstabseffekt festgestellt. Bei zu kleinem Modellmaßstab mußte mit größeren Abweichungen der Meßergebnisse gerechnet werden. Gleichzeitig wurde die Frage adäquater Verbindungsverfahren durch Vergleich verschiedener geschweißter, gelöteter und aus Vollmaterial gefräster Prüfstücke untersucht. Das Ergebnis war, daß nur hart gelötete oder geschweißte Verbindungen den Anforderungen genügten.

Anschließend wurden mit ähnlicher Zielsetzung Stoßversuche mit Platten aus Schiffsbaustahl durchgeführt. Standardfall war dabei das Auftreffen von zwei um 90° versetzten gleich dicken Platten. Dabei gab es im Unterschied zu den Versuchen mit den Biegeträgern nicht nur plastische Verformungen, sondern überwiegend zerspanende Zerstörungen. Hierbei zeigte sich nun ein deutlicher Maßstab-Störeffekt. Und zwar wurde die spezifische Energieabsorption bei kleineren Modellen wesentlich größer.

Es gibt in der Strukturmechanik zwei in ihren Grundlagen nicht völlig quantifizierbare Maßstabeffekte, die mit den Stichwörtern "Schlagverfestigung" und "Bruchflächenbildung" angedeutet werden.

Es ist beim dynamischen Modellversuch in verkleinertem Maßstab prinzipiell unvermeidlich, einen Maßstabseinfluß aus der verfälschten Schlagverfestigung zu erhalten. Gleiches gilt für den zweitgenannten Effekt, der darauf beruht, daß die metallurgischen Mikrostrukturen, wie z.B. die Korngröße, nicht maßstäblich verkleinert werden können. Diese Maßstabeffekte konnten jedoch, je nach Problemstellung verschieden, nach der sicheren Seite hin abgeschätzt werden.

Die Frage der Übertragbarkeit der Kollisionsversuche mit Strukturmodellen auf wirkliche Kollisionen betrifft auch das Thema der Idealisierung des Kollisionsvorganges selbst im Versuch. Bei dem Kollisionsversuchen wurde die Relativbewegung zwischen den Schiffsteilmodellen nicht nur auf die horizontale Ebene bei Unterdrückung von möglichen Krängungs-, Tauch- und Trimbewegungen beschränkt, sondern darüber hinaus auch nur auf axialsymmetrische Fälle. Der entsprechende Fall einer rechtwinkligen Kollision in ein unbeweg-

tes Schiff genau in dessen Schwerpunkt dürfte in der Realität nur selten vorkommen. Trotzdem sind die Kollisionsmodellversuche aussagekräftig, da mit ihnen jeweils ein ungünstiger repräsentativer Kollisionsfall simuliert wird.

Ein spezieller Teilaspekt ist die Wirkung des umgebenden Wassers bei einer Kollision. Seine Berücksichtigung erfolgt üblicherweise durch Annahme sogenannter hydrodynamischer Zusatzmassen. Diese betragen je nach Richtung einer Beschleunigung und je nach Zeitdauer der Kollision 3 bis über 100 % der jeweiligen Schiffseigenmassen.

Eine Besonderheit des Versuchsstandes der GKSS gegenüber entsprechenden Anlagen in Italien und Japan war die Möglichkeit, die Randeinspannungen für das gerammte Seitenschutzmodell zu simulieren. Durch eine spezielle Aufspannvorrichtung in Form eines Biegeträgers wurde die Biegung des gesamten Schiffsrumpfes bei einem Kollisionsstoß nachgebildet, so daß keine unrealistisch hohen Membranspannungen in der Außenhaut entstanden.

4.3.3.4. Anwendung der Modellkollisionsergebnisse

Durch die Entwicklungsarbeiten für das Kernenergieschiff wurden die wissenschaftlichen Erkenntnisse auf dem Gebiet des Kollisionsschutzes nicht nur vermehrt, sondern sie lassen sich auch auf andere Gebiete der Schiffs- und Meerestechnik übertragen. Dazu seien beispielhaft genannt:

- Abschätzung kritischer Kollisionsgeschwindigkeiten für verschiedene Typen von Gas- und Chemikalientankern;
- Möglichkeit der Rekonstruktion des Ablaufes wirklicher Kollisionen aus festgestellten Schäden;
- Abschätzung möglicher Stoßkräfte von rammenden Schiffen auf Seebauwerke und meerestechnische Konstruktionen.

4.3.4. Schwingungsuntersuchungen

4.3.4.1. Schwingungsmessungen an den Primärpumpen

Vor der Probefahrt des NS OTTO HAHN wurden in Absprache mit den Genehmigungsbehörden Schwingungsmessungen an den Primärpumpen des Reaktors durch-

geführt. Es war nicht auszuschließen, daß in den am Druckbehälter verschweißten Rohrstutzen der Pumpen unzulässig hohe Biegewechselspannungen durch Schwingungen dieses Bauteils auftreten könnten. Da diese Überlegungen auch schon früher diskutiert worden waren, wurden schon während der Montage des Reaktors die Eigenfrequenzen der Pumpenstutzen am nicht isolierten Druckbehälter gemessen. Hierbei zeigte sich, daß die Eigenfrequenzen der Biegeschwingungen in radialer und tangentialer Richtung zum Druckbehälter im Bereich der Drehfrequenz der Pumpen von 12,5 Hz (bei abgesenktem Primärdruck im Anfahrbetrieb) lagen.

Zur Messung der im Betrieb auftretenden Schwingungen wurde die obere Platte der Pumpen mit Schwingungsaufnehmern versehen. Über ein Frequenzspektrometer wurden Schwinggeschwindigkeit und Schwingweg angezeigt. Bei den Messungen mit der Normaldrehzahl von 25 Hz wurde neben dieser Grundfrequenz mit Wegamplituden von 2 bis 3 μm auch deren Vielfache von 125 Hz (Drehzahl x Flügelzahl) mit Wegamplituden von ca. 1 μm registriert. Die Messungen bei reduzierter Pumpendrehzahl von 12,5 Hz zeigten, daß die zugehörigen Schwingungen sehr klein waren und im Störpegel verschwanden.

Zusammenfassend konnte festgestellt werden, daß die durch die Primärpumpen induzierten Schwinggeschwindigkeiten weit unter den zulässigen Werten lagen. Dies ist auf die starke Dämpfung infolge des Isoliermaterials und auf die Verstimmung des Gesamtsystems infolge des Außenrohres zurückzuführen.

4.3.4.2. Schwingungsmessungen an der Propellerwelle

Auf den ersten Fahrten des Schiffes traten bei Vollastbetrieb stoßartige Geräusche im Getriebe auf, die einen Dauerbetrieb nicht tragbar erscheinen ließen. Sie waren darauf zurückzuführen, daß gerade bei Vollast eine Resonanz der Propellerfrequenz 8. Ordnung (2 x Drehzahl x Flügelzahl) des zunächst verwendeten 4flügeligen Propellers mit der Grundeigenfrequenz der Längsschwingung der Wellenleitung von etwa 13 Hz vorlag. Es wurden auf den ersten Erprobungsfahrten Längsschwingungsamplituden an der Welle vor dem Drucklager von bis zu 150 μm gemessen.

Für die Abnahmefahrt des Schiffes und der Reaktoranlage wurde daraufhin der ebenfalls 4flügelige kleinere Ersatzpropeller verwendet. Bei den während

dieser Fahrt durchgeführten Schwingungsuntersuchungen zeigte es sich, daß die Schwingungsamplituden am Drucklager um etwa 60 % kleiner geworden waren. Mit Rücksicht auf die gegen Längsschwingungen empfindlichen Zahnkupplungen im Getriebe und zwischen Getriebe und Turbinen schien es dennoch ratsam, die Längseigenfrequenzen durch eine Versteifung des Drucklagers heraufzusetzen. Deswegen wurde auch - gestützt auf rechnerische Nachweise - zu einem späteren Zeitpunkt die relativ elastische Schubmeßeinrichtung in diesem Lager ausgebaut.

Die besseren Ergebnisse mit dem Ersatzpropeller sind - wie durch Messungen bestätigt wurde - weniger auf den größeren Freischlag des Propellers zurückzuführen als vielmehr darauf, daß bei dem vorgesehenen größeren Propeller zusätzliche Resonanzschwingungen der Propellerblätter selbst von etwa 13 Hz auftraten, die eine Verstärkung der 8. Ordnung in der Erregung bei Vollastdrehzahl hervorriefen.

Die aufgetretenen Geräusche entstanden als Folge der Längsschwingungen durch unzulässig große axiale Bewegungen und daraus resultierendes Anschlagen des Torsionsstabes innerhalb des Ritzels zwischen der ersten und der zweiten Getriebestufe.

Neben den Unterschieden im dynamischen Verhalten der beiden 4flügeligen Propeller wurde über die Mittelwerte von Schub und Drehmoment festgestellt, daß der kleinere Ersatzpropeller nicht in der Lage war, den Auslegungspunkt der Antriebsanlage von 11 000 WPS bei einer Umdrehungszahl von 100 min^{-1} zu erreichen.

4.3.4.3. Berechnung erzwungener Wellenschwingungen

Bei der Interpretation der Meßergebnisse der Schwingungsuntersuchungen zeigte es sich, daß nur eine genaue Nachrechnung des Antriebssystems Wege zu einer Verbesserung des Schwingungsverhaltens aufzeigen konnte. Zu diesem Zweck wurde ein älteres Rechenprogramm für Drehschwingungen auf die Berechnung von Längsschwingungen und gekoppelte Dreh- und Längsschwingungen erweitert. Das so erweiterte Programm PROPE gestattet:

- die Berechnung der Dreheigenfrequenzen einfacher und verzweigter Systeme (Getriebeturbinenanlagen);

- die Ermittlung der Längseigenfrequenzen für verschiedene Drucklagersteifen;
- die Ermittlung der erzwungenen Drehschwingungsausschläge bei Erregung durch den Propeller;
- die Ermittlung der erzwungenen Dreh- und Längsschwingungsausschläge bei Erregung durch Schub- und Drehmomentschwankungen.

Im letztgenannten Komplex ist die hydraulische Kopplung durch den Propeller berücksichtigt. Die in die Schwingungsrechnung eingehenden hydraulischen Zusatzmassen werden ebenso wie die Kopplung durch Näherungsverfahren berechnet. Die Bilder 92 bis 94 zeigen ausschnittsweise einige typische Ergebnisse der für den ursprünglichen Propeller des NS OTTO HAHN durchgeführten Berechnungen.

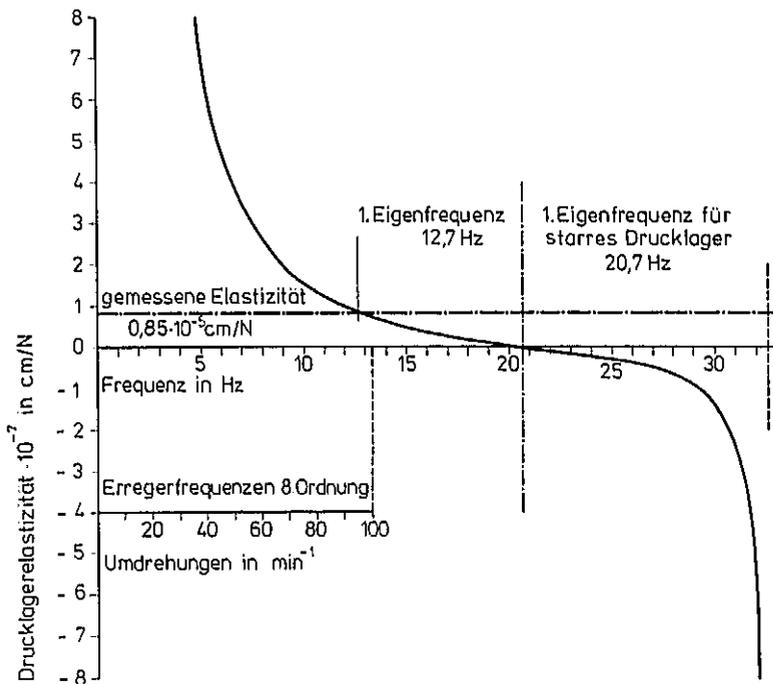


Bild 92: Drucklagerelastizität als Funktion der Eigenfrequenz

Die Rechenergebnisse spiegeln gut das wirkliche Verhalten der Anlage wider und zeigen, daß die Propellererregung 4. Ordnung für den ursprünglichen Propeller bei 19 %, für den Ersatzpropeller dagegen bei nur 13 % des Drehmoments lag. Weiterhin wiesen sie zweifelsfrei nach, daß das Schwingungsver-

halten durch den Ausbau der Druckmeßdosen im Drucklager wesentlich zu verbessern war.

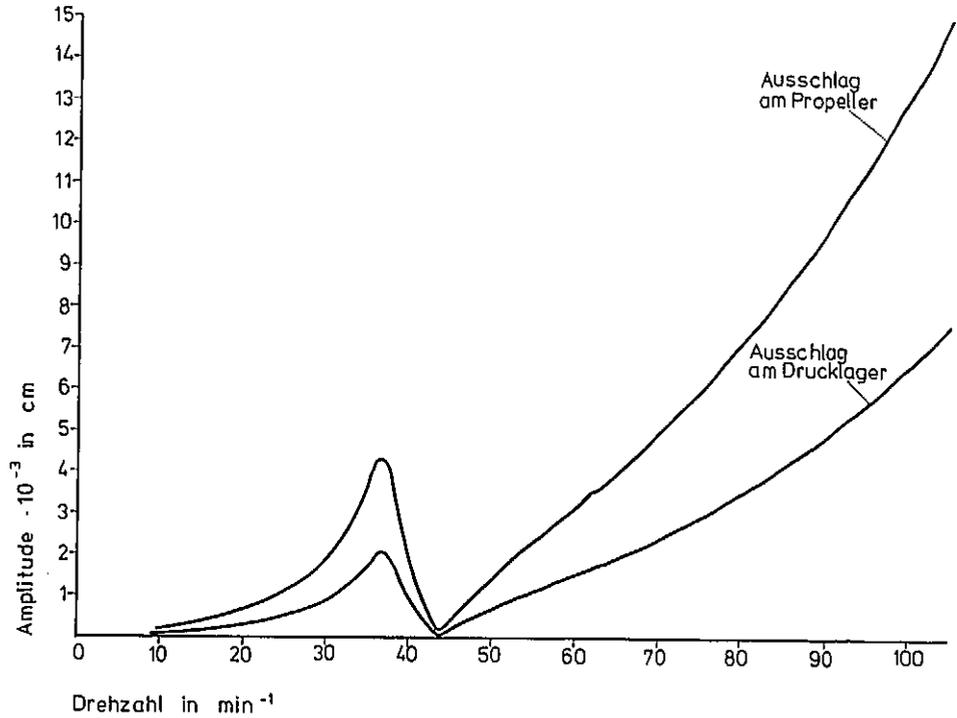


Bild 93: Längsschwingungsausschlag bei 20 % Erregung 4. Ordnung

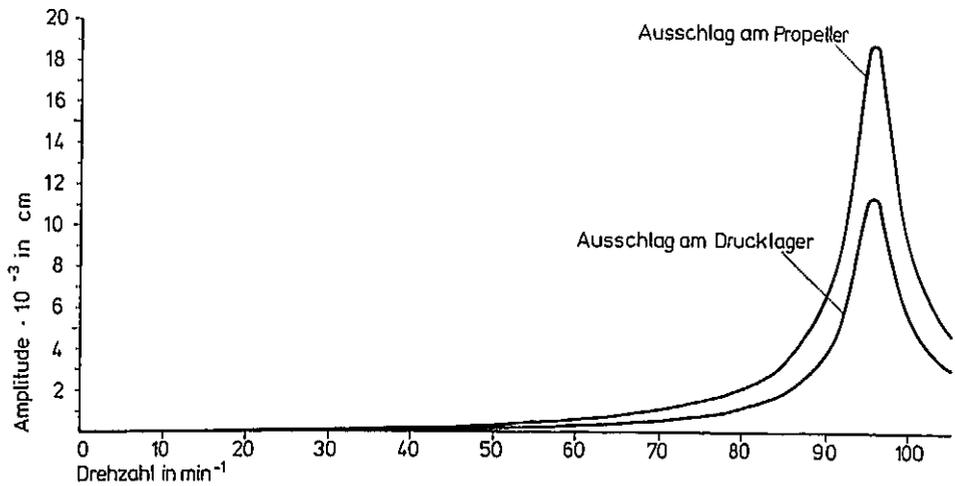


Bild 94: Längsschwingungsausschlag bei 1 % Erregung 8. Ordnung

Als Resultat weiterer Parameterrechnungen wurde ein Nomogramm zur überschlägigen Ermittlung kritischer Drehzahlen bezüglich der Drehschwingung erstellt.

4.3.4.4. Untersuchung der Propellererregung durch ungleichförmige Anströmung

Bei dem Rechenprogramm PROPE wird die Erregung nach Erfahrungswerten als prozentualer Anteil des jeweiligen drehzahlabhängigen Schubes oder Drehmomentes eingesetzt. Um über die für die Schwingungserregung maßgeblichen Strömungsverhältnisse in der Propellerebene Aufschluß zu erhalten, wurde bei der Hamburgische Schiffbau-Versuchsanstalt GmbH eine Nachstrommessung am Modell durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Messungen zeigten im Bereich des oberen Schraubenbrunnens erhebliche Ungleichförmigkeiten, die durch den hydrodynamisch wenig günstig geformten Wasserlinienverlauf oberhalb der Propellerebene hervorgerufen wurden. Ausgehend von dieser Nachstromverteilung wurden die Schubschwankungen für verschiedene Propellerdurchmesser und für die Flügelzahlen 4, 5 und 6 über eine Fourieranalyse berechnet. Die dazu erforderlichen Propulsionskennwerte waren aus Modellversuchen und aus Probefahrtmessungen bekannt. Bild 95 zeigt die errechneten Schubschwankungen der beiden zunächst verwendeten 4flügeligen Propeller, aufgetragen über dem Drehwinkel. Bild 96 gibt die Schubschwankungen für zwei 6flügelige Propeller wieder. Sie sind deutlich geringer als beim Vierflügler.

Die anschließend durchgeführten Berechnungen zeigten, daß auch die induzierten Drehschwingungen der Antriebsanlage für einen 6flügeligen Propeller erheblich unter denen für einen 4flügeligen lagen. Bezüglich der Längsschwingung war die 8. Ordnung des Vierflüglers infolge des nunmehr versteiften Drucklagers unterkritisch, während die 12. Ordnung des Sechsfüglers bei Umdrehungen von etwa 82 min^{-1} , also unterhalb der Vollastdrehzahl, eine Resonanzspitze aufwies. Nach diesen Untersuchungen schien es dennoch zweckmäßig, den 4flügeligen Propeller gegen einen 6flügeligen auszutauschen, da bei diesem eine entscheidend geringere Anregung zu erwarten war. Dies ließ vor allem hoffen, daß mit diesem Propeller - auch durch die Heraufsetzung der Erregerfrequenz - die bis dahin als unangenehm empfundenen Resonanzschwingungen des vorderen Brückenaufbaus verringert werden konnten. Die Erfahrungen mit dem 6flügeligen Propeller haben die Erwartungen voll bestätigt.

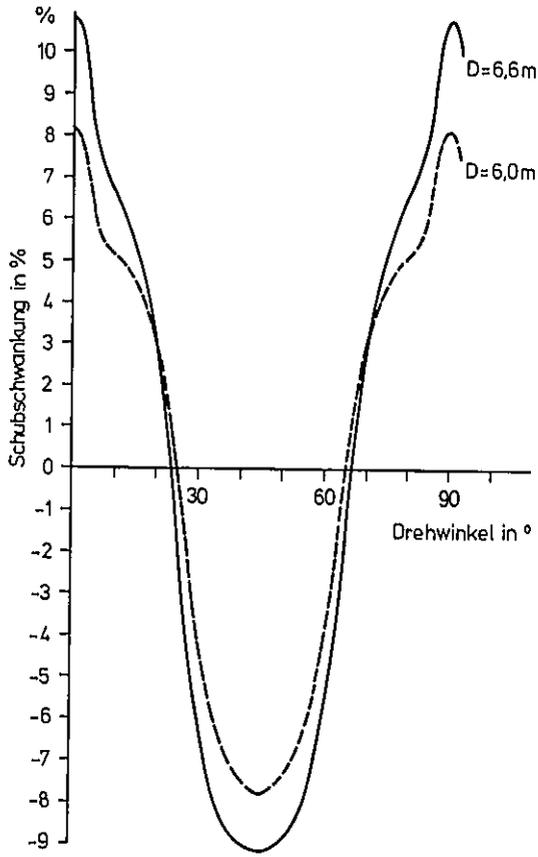


Bild 95: Schubschwankungen bei einem 4flügeligen Propeller

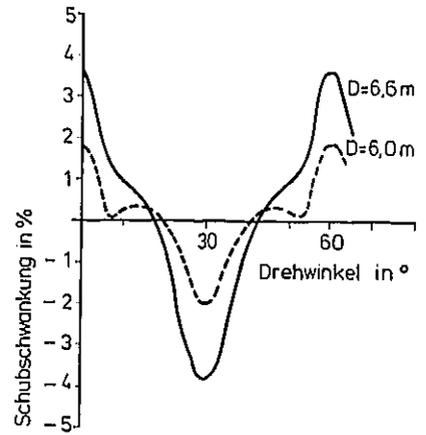


Bild 96: Schubschwankungen bei einem 6flügeligen Propeller

4.3.4.5. Untersuchung lokaler Schwingungen

Bei Verwendung des 4flügeligen Propellers wurden örtliche Schwingungen des Schiffes im Hinterschiffsbereich und im vorderen Brückenaufbau registriert. Deren Hauptursache waren:

- die oben erwähnte Erregung des Propellers durch ein ungleichmäßiges Nachstromfeld, die vom Schiffsverband weitergeleitet wurde;
- die von den Propellerblättern direkt an die Außenhaut abgegebenen Druckschwankungen.

Zur Messung der Druckschwankungen wurden mehrere Differenzdruckaufnehmer in der Nähe des Propellers an der Außenhaut angebracht und die Ergebnisse für den 4flügeligen Ersatzpropeller und für den später aufgesetzten Sechsflügler

miteinander verglichen. Bild 97 zeigt die Resultate der harmonischen Analyse dieser Messungen für eine Meßstelle und eine Drehzahl. Die Druckschwankungsamplituden der Flügelzahlordnung sind beim Sechsfügler deutlich kleiner als beim Vierflügler, und die der höheren Ordnungen sind im Gegensatz zu denen anderer Schiffe verhältnismäßig stark ausgeprägt.

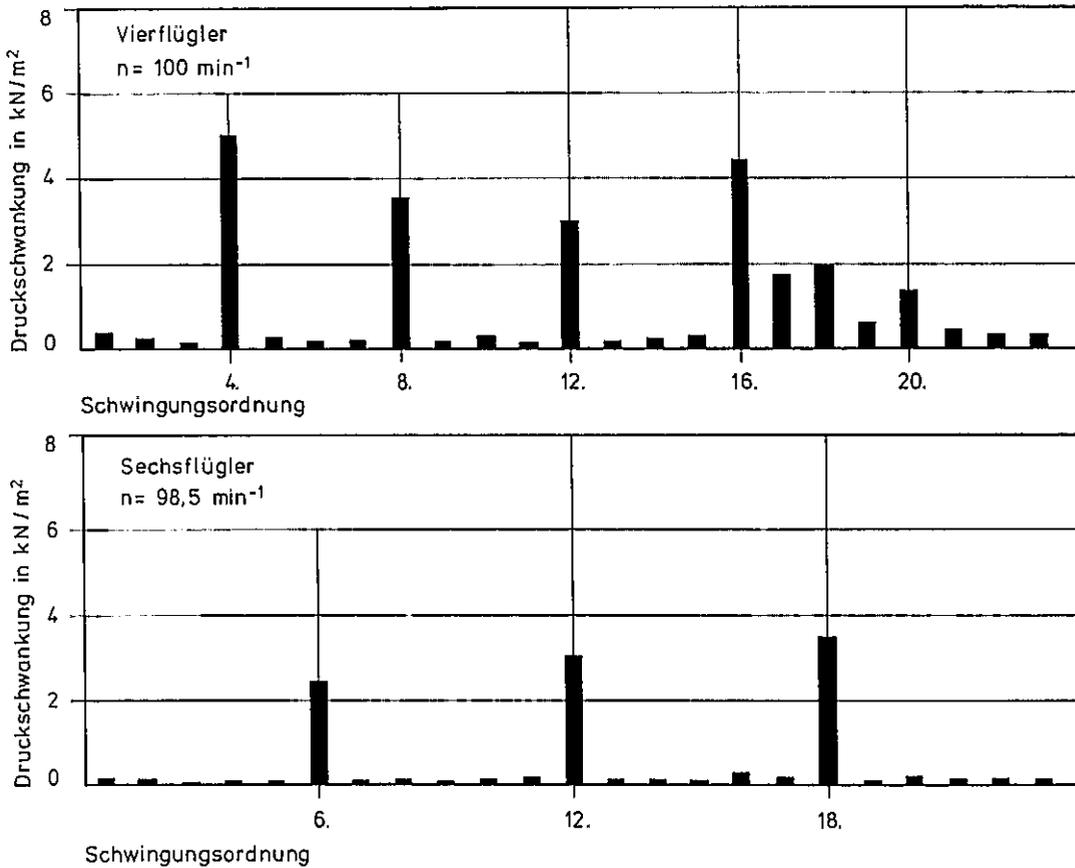


Bild 97: Druckschwankungen am Vier- und Sechsfügler

Die bei etwa 6,7 Hz liegende horizontale Eigenschwingung des Brückenaufbaus lag beim 4flügeligen Propeller für Vollastdrehzahl annähernd im Resonanzbereich und wies im Bereich der Kommandobrücke unangenehme Amplituden von bis zu 175 μm auf. Durch Verwendung des Sechsfüglers verschob sich die Resonanzdrehzahl auf den günstigeren Wert von etwa 65 min^{-1} , und die Amplituden gingen infolge der geringeren Erregerkräfte auf 15 % zurück (siehe Bild 98).

Mit dem Einbau des zweiten Reaktorkerns wurde die Frage aufgeworfen, inwie-

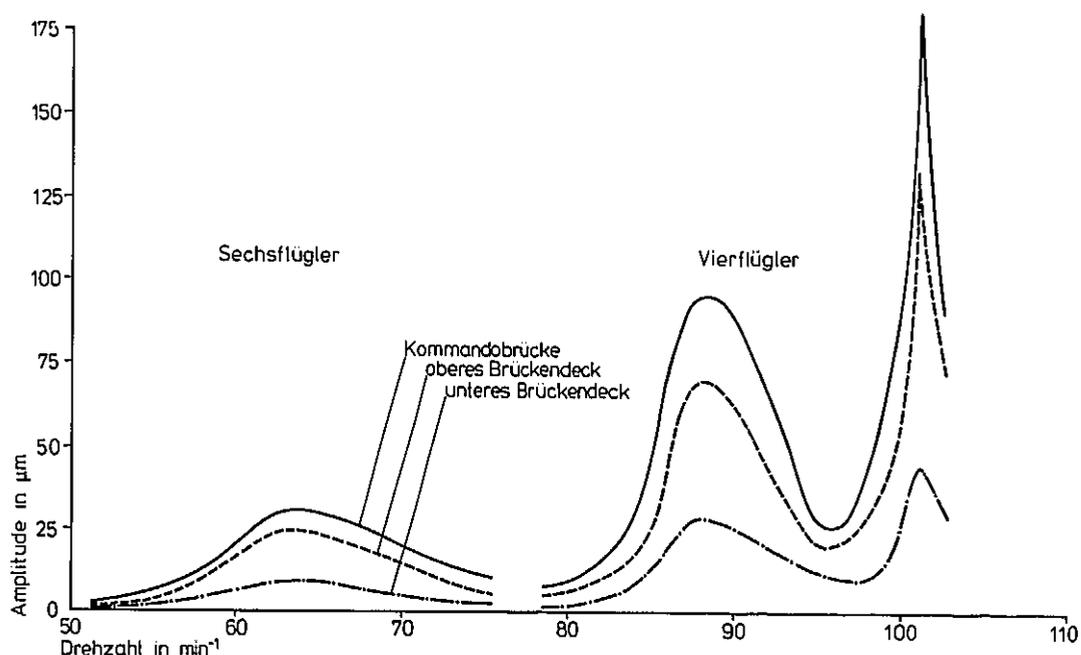


Bild 98: Horizontale Brückenschwingung in Abhängigkeit von der Propellerdrehzahl

weit eine Schwingungserregung des Stützgerüsts im Druckbehälter zu befürchten war.

Schwingungsmessungen am eingebauten Stützgerüst und an der Druckbehälterlagerung zeigten, daß weder Resonanzschwingungen mit den laufenden Primärpumpen noch über die Lagerung eingebrachte erzwungene Schwingungen von der Größenordnung auftreten konnten, die die Freigängigkeit der Regelstäbe behindert hätten.

4.3.4.6. Messung von Schwingungen des Gesamtschiffskörpers

Bei den reaktorphysikalischen Messungen zur Korrelation von Schiffsbewegungen und Neutronenfluß wurden als Input-Signale neben den seegangsbedingten Bewegungen weitere höherfrequente Anteile festgestellt. Sie waren zum einen als durch den rotierenden Propeller erzwungene Vibrationen leicht zu identifizieren, zum anderen waren sie aber auch unabhängig von der Drehzahl und konnten nur durch freie Eigenschwingungen des gesamten Schiffes erklärt werden. Zur Bestätigung dieses Sachverhaltes wurden Schwingungsmessungen am Ge-

samtschiffskörper durchgeführt, bei denen ein mikroprogrammierter zweikanaliger Signalanalysator eingesetzt wurde. Dieses Gerät ermöglichte über eine spektrale Analyse der Meßsignale die Identifizierung sowohl von vertikalen Biegeschwingungen bis zur 4. Eigenform als auch von drei Eigenformen der mit Querbiegeschwingungen gekoppelten Torsionsschwingungen des Schiffskörpers. Die Schwingungsformen selbst wurden durch Umsetzen eines Schwingungsaufnehmers über die gesamte Schiffslänge und dessen Korrelation mit einem fest installierten Referenzaufnehmer über die so erhaltenen Übertragungsfunktionen gewonnen. Bild 99 zeigt die Ergebnisse, aus denen die Lage der Schwingungsmaxima und Schwingungsknoten der einzelnen Eigenfrequenzen zu entnehmen ist. Außerdem wurde bei den Messungen auch die Anfachung dieser Eigenschwingungen durch den Propeller bei Resonanz und der verstimmende Einfluß der Wassertiefe auf die Schiffskörpereigenfrequenzen untersucht.

4.3.5. Untersuchungen zur Manövrierfähigkeit

4.3.5.1. Kursstetigkeit und Manövrierverhalten

Zur Beurteilung der Kursstetigkeit und des Manövrierverhaltens von Schiffen wurden Versuchsfahrten mit dem NS OTTO HAHN durchgeführt. Dabei wurde das Schiffsverhalten im kursstabilen Zustand (mit hecklastiger Vertrimmung) und im kursinstabilen Zustand (mit vorlastiger Vertrimmung) untersucht. Für das Fahren dieser Zustände war das NS OTTO HAHN wegen der großen Zahl seiner Ballastwassertanks besonders gut geeignet.

Das Manövrierverhalten wurde durch Standardmanövrierversuche nach Kempf ermittelt. Die charakteristischen Kenngrößen wurden in Abhängigkeit von der Ruderlage gemessen. Die Auswertung der Meßdaten ergab, daß die Werte für den kursinstabilen Zustand deutlich über denen für den kursstabilen Zustand lagen. Im Bild 100 ist als Beispiel die Abhängigkeit der Drehbewegung des Schiffes vom Ruderwinkel aufgetragen.

Die Beurteilung der Kursstetigkeit erfolgte mittels sog. Spiralversuche, bei denen die Drehgeschwindigkeit als Funktion der Ruderlage ermittelt wird. Hierfür gibt es verschiedene Versuchsmethoden, die miteinander verglichen

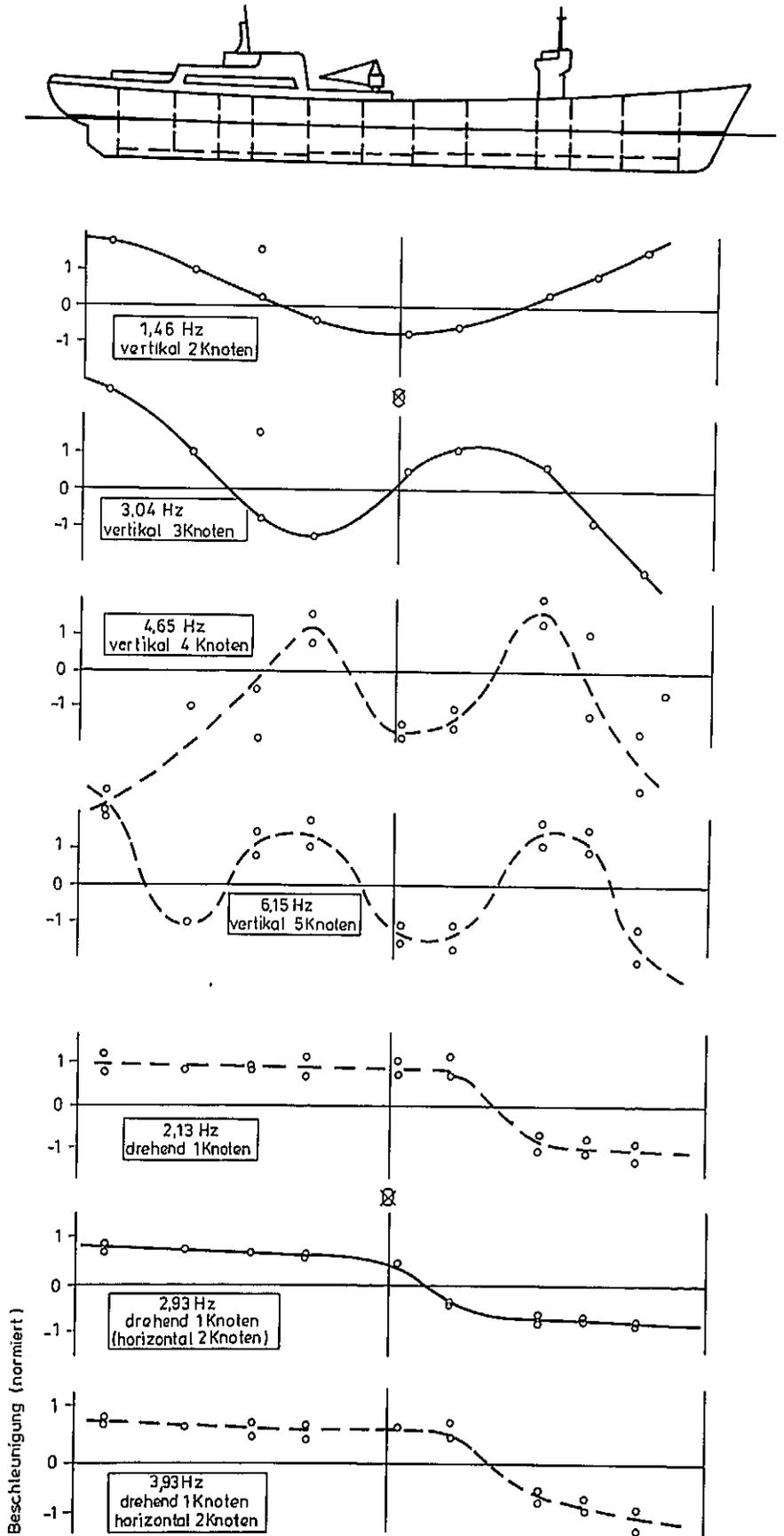


Bild 99: Normierter Beschleunigungsverlauf für verschiedene Schwingungsformen des Gesamtschiffskörpers

wurden. Die Versuche ergaben gleiche typische Spiralkurvencharakteristiken in den jeweiligen kursstabilen bzw. kursinstabilen Beladungszuständen.

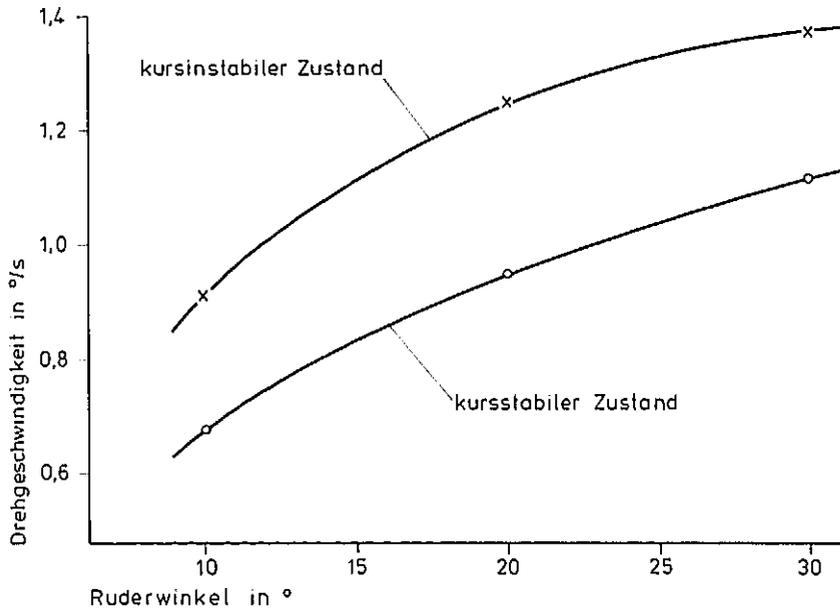


Bild 100: Abhängigkeit der Drehgeschwindigkeit von der Ruderanlage

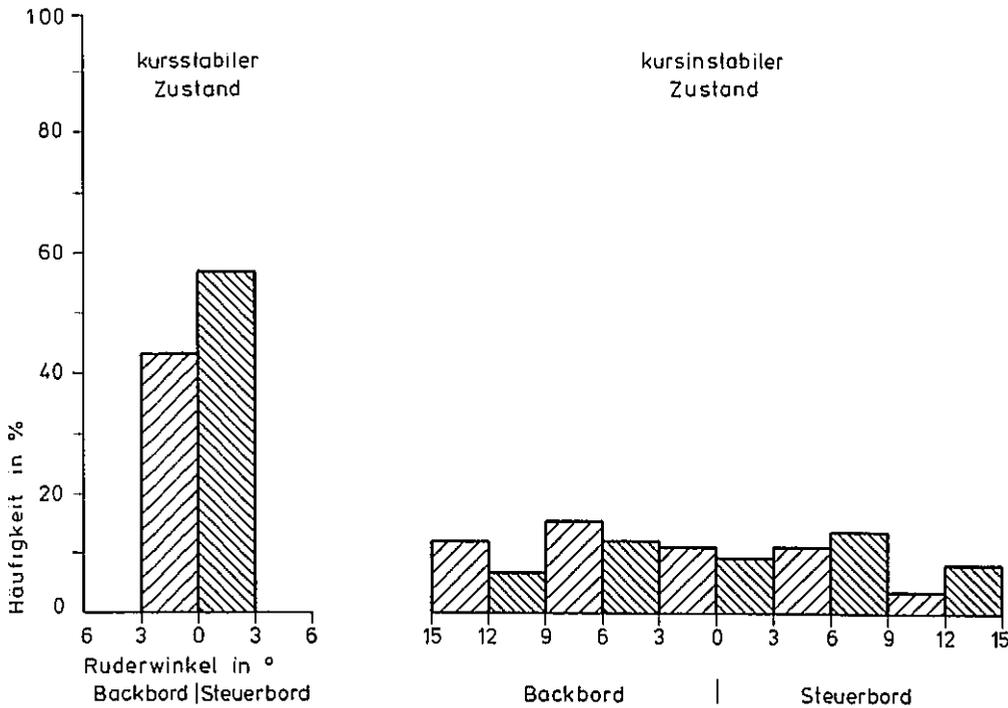


Bild 101: Häufigkeit der überstrichenen Ruderwinkelbereiche bei einer Propellerdrehzahl von 96 min^{-1}

Mit den Bildern 101 und 102 wird die Frage nach der relativen Häufigkeit, mit der im kursstabilen und kursinstabilen Zustand gewisse Ruderwinkelbereiche vom Ruder überstrichen werden, beantwortet. Aus diesen Histogrammen ist ersichtlich, daß im kursinstabilen Zustand ein beträchtlich größerer Ruderwinkelbereich zur Kurskorrektur überstrichen wird. Der durch dieses instabile Kursverhalten zu erwartende Leistungsmehrbedarf bzw. der Geschwindigkeitsabfall sind in Bild 103 dargestellt. Zur Ermittlung der Daten wurden im kursstabilen Zustand Leistungs- und Geschwindigkeitsmessungen bei zwei verschiedenen Propellerdrehzahlen durchgeführt, wobei bei jeder Drehzahl die Fahrt einmal vom Kursregler gesteuert wurde und in einer anschließenden Fahrt das Ruderverhalten des instabilen Zustandes nach der Ruderlagenaufzeichnung von Hand nachgesteuert wurde.

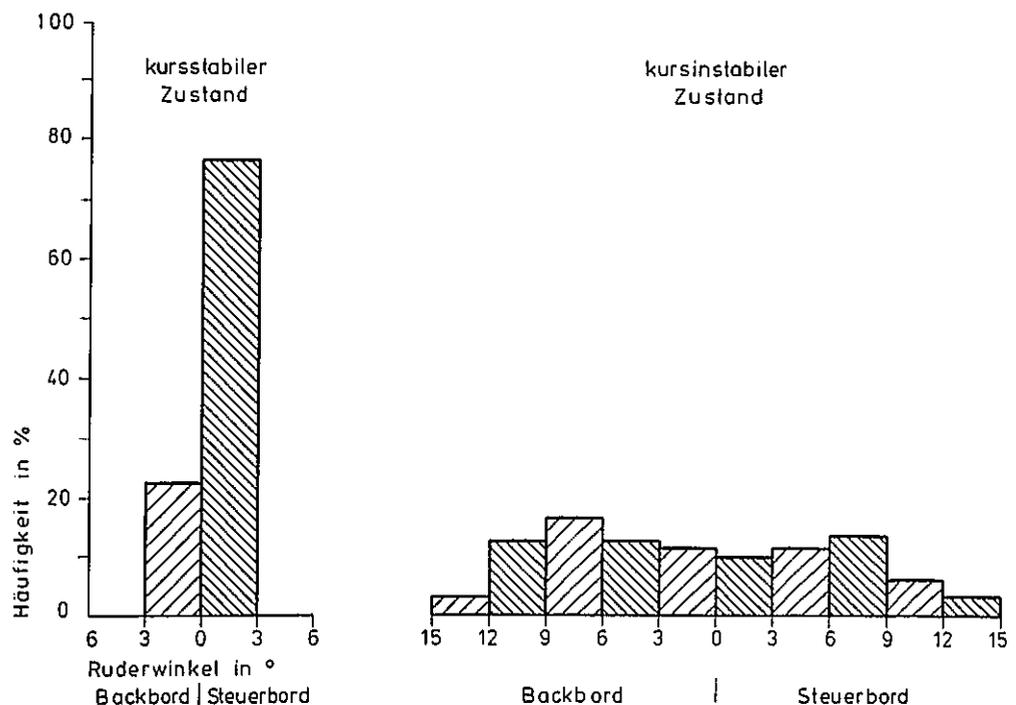


Bild 102: Häufigkeit der überstrichenen Ruderwinkelbereiche bei einer Propellerdrehzahl von 80 min^{-1}

Die den ökonomischen Aspekt der Kursinstabilität, nämlich den Leistungsmehrbedarf und den Geschwindigkeitsabfall, berücksichtigende Seite der Versuche ergab:

- bei konstanter Leistung (8500 WPS) trat ein Geschwindigkeitsabfall von 3,4 % ein;
- bei konstanter Geschwindigkeit (15,5 kn) trat ein Leistungsmehrbedarf von 13 % auf.

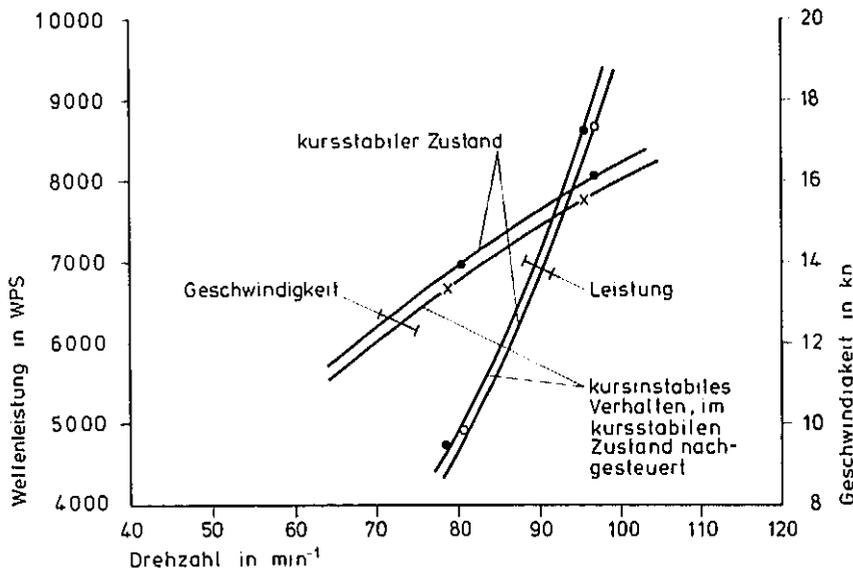


Bild 103: Leistungsmehrbedarf bzw. Geschwindigkeitsabfall durch instabiles Kursverhalten

Von der Hamburgische Schiffbau-Versuchsanstalt (HSVA) war ein Verfahren erarbeitet worden, um von Manövrierdaten gebauter Schiffe auf das Manövrierverhalten geplanter Schiffe schließen zu können. Dabei war jedoch der Einfluß des Schiffstiefganges in den ermittelten Beziehungen noch mit Unsicherheiten behaftet, da hierfür nur wenig Versuchsmaterial vorlag. Um entsprechende Daten zur Verfügung zu stellen, wurden mit dem NS OTTO HAHN Standardmanövrierversuche auf drei verschiedenen Tiefgängen durchgeführt. Sie ergaben, daß der Einfluß des Schiffstiefganges auf die Manövriereigenschaften des NS OTTO HAHN vernachlässigbar gering ist.

Zusätzlich bei drei verschiedenen Tiefgängen durchgeführte Spiralversuche zeigten erwartungsgemäß eine Abnahme der Drehgeschwindigkeit mit zunehmender Verdrängung, allerdings nur in geringem Maße, obwohl die Tiefgangs- und Verdrängungsdifferenzen zwischen dem niedrigsten und höchsten Ballastfall bei ca. 30 % lagen.

Neben diesen Versuchen wurde das sogenannte Z-10/1-Manöver getestet. Es ist ein einfacher, sehr schnell und auch in seitenbeschränkten Gewässern durchführbarer Manövrierversuch, der qualitativ Auskunft über die Kursstetigkeitseigenschaften eines Schiffes geben soll.

Die Z-10/1-Manöver wurden bei Windstärke 5 in allen 4 Kursquadranten zum Wind gefahren. Qualitativ ist bei allen vier Versuchen die gleiche Aussage erzielt worden, womit gezeigt wurde, daß selbst bei Windeinfluß zuverlässige Ergebnisse aus dem Z-10/1-Manöver zu gewinnen sind. Die Ergebnisse der Spiralversuche wurden mit dem Z-10/1-Manöver bestätigt.

4.3.5.2. Stoppversuche

Mit den Stoppversuchen aus voller Geschwindigkeit wurden verschiedene Einflüsse auf den Stoppweg gemessen und analysiert:

- Der Einfluß der Leistungsreduktion auf den Geschwindigkeitsverlauf kurz nach dem Einleiten des Stoppmanövers;
- der Einfluß der Rückwärtsleistung auf den Stoppweg;
- der Einfluß des Fishtailing¹⁾ auf die Verzögerung.

Es wurden folgende Schlüsse aus den Versuchen gezogen:

- Eine schnelle Leistungsverminderung zu Beginn des Stoppmanövers verkürzt bei Schiffen (Leistungsgewicht 2,2 bis 2,6 t/PS) das Stoppmanöver;
- der Einfluß des rückwärtsdrehenden Propellers des NS OTTO HAHN ist bei Geschwindigkeiten oberhalb 8 bis 9 kn vernachlässigbar;
- durch Fishtailing kann die Stoppstrecke erheblich verkürzt werden;
- ein Vorverlegen der Umsteuerzeit auf Rückwärtsdrehzahl unter 120 s bringt auch beim Fishtailingmanöver keine Reduktion des Stoppweges mehr;
- die Wegabweichung während des Fishtailingmanövers ist relativ gering.

¹⁾ Ständig wechselnde Ruderlage hart bis 10° Kursabweichung. Bei den Stoppversuchen wurde das Ruder mittschiffs gelegt, wenn die Schraube mit 20 min⁻¹ rückwärts drehte, um die Anströmung des Propellers nicht zu stören.

Die durch Fishtailing beinahe auf zwei Drittel verkürzten Stoppwege sind bei einer Verdrängung von 21 775 t (Ballastfall 2) dem Bild 104 zu entnehmen. Der Stoppweg des NS OTTO HAHN auf Konstruktionstiefgang (Verdrängung 25 875 t) ist ohne Ruderbewegung ebenfalls dargestellt.

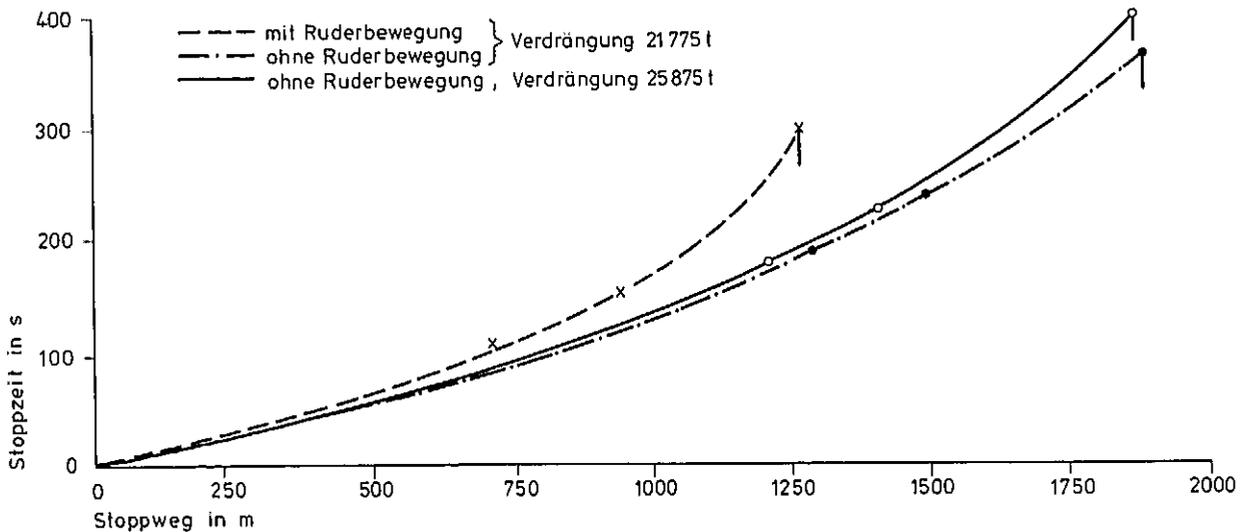


Bild 104: Stoppweg des NS OTTO HAHN bei einer Ausgangsgeschwindigkeit von 15,3 kn

Mit den bei den Stoppversuchen aus niedriger Fahrt gewonnenen Ergebnissen sollte die Frage beantwortet werden, ob die Länge des Vorhafens für den geplanten großen Seehafen bei Emden, den Dollarthafen, ausreicht, um große Massengutschiffe in sicherer Entfernung vor der Schleuse aufstoppen zu können. Das NS OTTO HAHN wurde als Modell des größten für den Dollarthafen vorgesehenen Massengutschiffes (Länge ca. 330 m, Breite ca. 45 m, Tiefgang ca. 17,5 m, Ladung ca. 170 000 t) betrachtet. Es wurden mit dem NS OTTO HAHN Stoppversuche aus 2,5 bis 5,5 kn Anfangsgeschwindigkeit gefahren, die einer realistischen Einlaufgeschwindigkeit für das Massengutschiff von 4 bis 8 kn entspricht. Für diese angenommene Einlaufgeschwindigkeit ist der Vorhafen des Dollarthafens hinreichend lang bemessen.

4.3.6. Krängungsausgleichversuche

Beim NS OTTO HAHN sind die Seitentanks mit Querflutkanälen versehen, wodurch

unsymmetrische Flutungen im Fall eines Lecks so klein wie möglich gehalten werden.

Ziel von zwei Krängungsversuchen mit dem Schiff war es, die Richtigkeit der entsprechenden Auslegungsdaten der Querflutkanäle zu bestätigen. Für beide Versuche, bei denen Ballastwasser von einem Seitentank durch den Querflutkanal zum gegenüberliegenden Seitentank strömte, waren spezielle Meßeinrichtungen in und auf den Tanks installiert worden.

Bei dem ersten der beiden Versuche wurde das hydraulische Verhalten des Querflutkanals getestet. Es wurde ein mittlerer Strömungsbeiwert von 0,59 ermittelt.

Der zweite Versuch ging von dem Fall eines einseitigen Flüssigkeitsaustritts infolge einer Lecköffnung aus. Bei mit Ballastwasser gefüllten Seitenhoch-tanks, die paarweise durch offene Querflutkanäle verbunden sind, kann es nur in eingeschränktem Maß zum Krängungsausgleich kommen, da der Unterdruck an

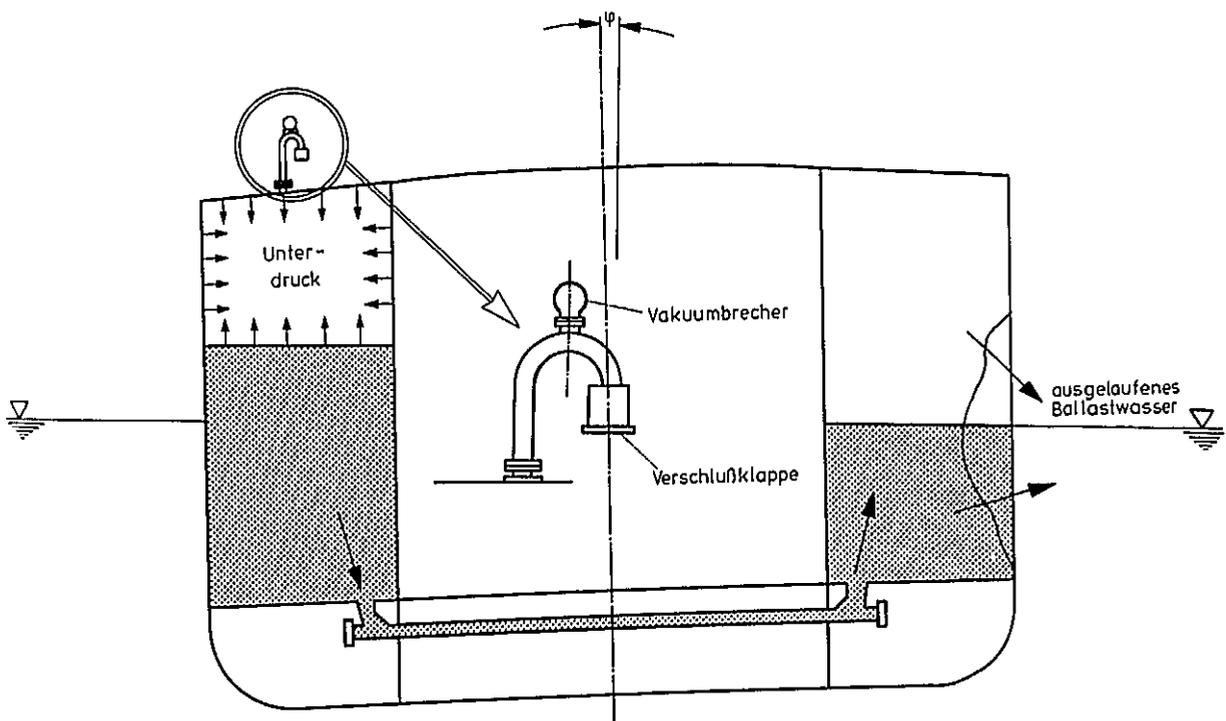


Bild 105: Krängungsmoment durch Unterdruck bei Leck in gefülltem Ballast-seitenhochtank

der Wasseroberfläche in der unbeschädigten Tankseite den vollständigen Druckausgleich verhindert (Bild 105). Um diesen Unterdruck möglichst klein zu halten, waren auf den dichtsetzbaren Überlaufrohren sogenannte Vakuumbrecherventile mit einem Ansprechdruck von 0,05 bar angebracht. Der Krängungsausgleich wird durch das erforderliche Nachströmen der Luft zusätzlich verzögert. Beim Versuch ergab sich eine starke Schwankung der "effektiven" momentanen Strömungsbeiwerte.

4.4. Weiterentwicklung des FDR-Konzeptes

4.4.1. Besonderheiten des Konzeptes

Aufbauend auf den Erfahrungen aus dem Bau und dem Betrieb des FDR des NS OTTO HAHN wurde der integrierte Druckwasserreaktor EFDR von der INTERATOM, Internationale Atomreaktorbau GmbH, Bergisch Gladbach, und GKSS entwickelt. Mehrere Studienschritte führten zu dem Entwicklungsstand, der durch den Reaktor für das projektierte nukleare Containerschiff mit 80 000 WPS (NCS 80) repräsentiert wird.

Die Entwicklung hat unter anderem zu folgenden wesentlichen Änderungen gegenüber dem FDR geführt:

- Anhebung des Betriebsdruckes des Primärsystems auf 96,5 bar und des Frischdampfzustandes auf 44 bar/282 °C entsprechend 26 K Überhitzung aufgrund von wirtschaftlich-technischen Optimierungsstudien der Anlage.
- Angleichung der Auslegung des Reaktorkerns unter Berücksichtigung der speziellen Erfordernisse des Schiffsreaktors an die Auslegung moderner Druckwasserreaktoren. Es wurden eine möglichst kleine Zahl von Regelstäben sowie eine lange Standzeit und damit ein höherer Einsatz von abbrennbaren Giften vorgesehen.
- Weiterentwicklung der Integration der Primärumswälzpumpen in den Reaktor-druckbehälter durch Anordnung auf dem Druckbehälterdeckel. Diese Maßnahme wurde ermöglicht durch die Entwicklung von Spezialpumpen mit einer sehr geringen notwendigen Ansaughöhe. Bei diesen Pumpen handelt es sich um halb-axiale Kreiselpumpen mit Vorlaufrad (Inducer). Das Gehäuse des Spaltrohrmotors ist auf dem Deckel des Reaktordruckbehälters aufgef lanscht und damit Bestandteil der Umschließung des Primärsystems. Der Pumpenteil befin-

det sich oberhalb des Dampferzeugerpaketes innerhalb des Druckbehälters und ist mit dem Motor verbunden. Ein Prototyp der neuentwickelten Pumpen wurde auf dem Pumpenversuchsstand der GKSS erprobt.

- Änderung der Strömungsführung im Primärsystem bedingt durch die neue Pumpenanordnung (Bild 106). Das Kühlmittel durchströmt nicht mehr den Kamin, sondern verläßt ihn oberhalb des Kerns und tritt in den Dampferzeuger-Ringraum ein. Es strömt aufwärts durch den Dampferzeuger, der im Kreuzgleichstrom arbeitet. Oberhalb des Dampferzeugers saugen die vier Primär-umwälzpumpen des Primärkühlmittel an und drücken es durch den an der Druckbehälterwand befindlichen Rückströmraum nach unten in das Plenum unterhalb des Reaktorkerns. Im selbstdruckhaltenden Reaktor ist der Druck durch die

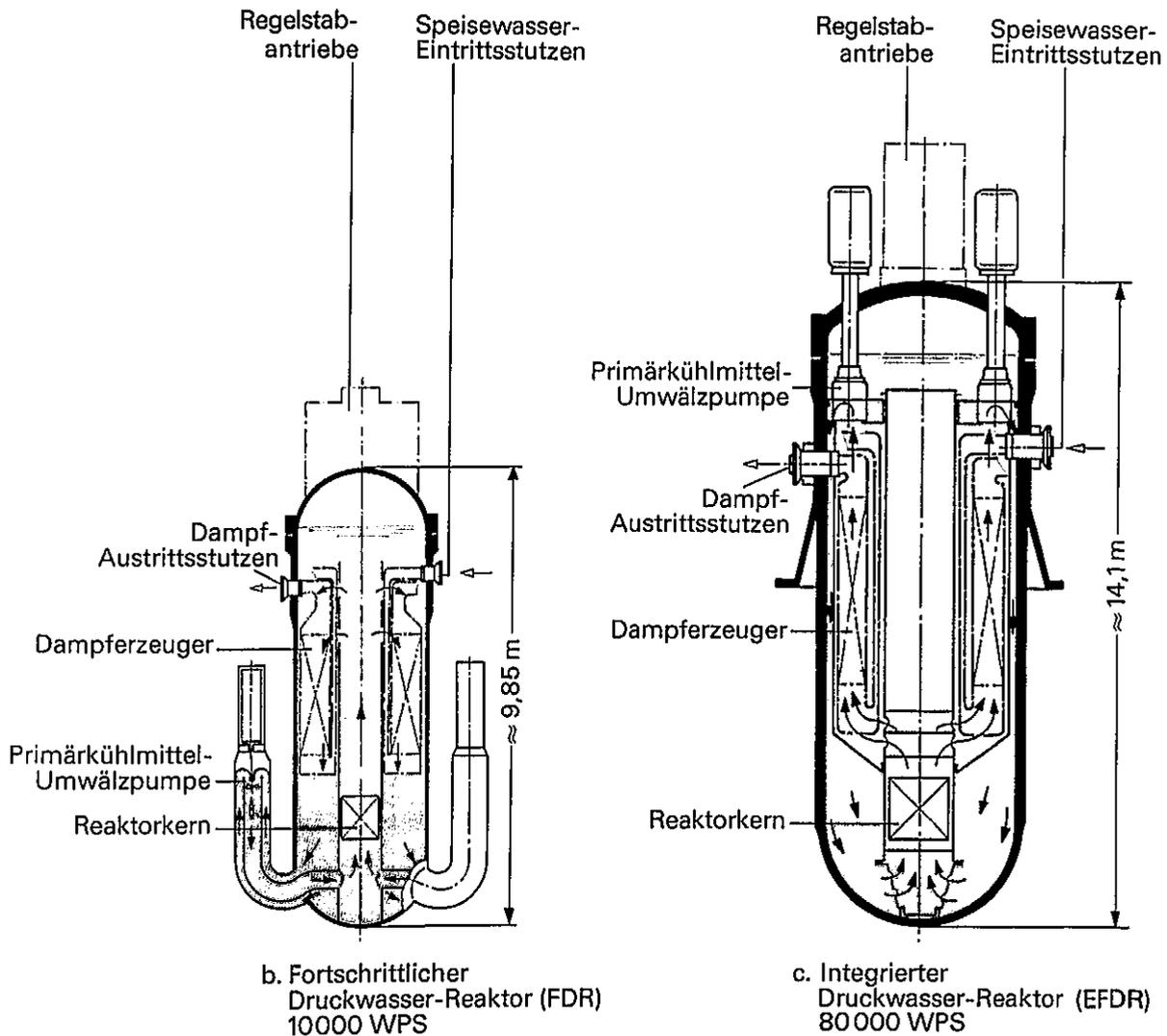


Bild 106: Strömungsführung im FDR und im EFDR

am Kernausgang entstehenden Dampfblasen mit der Ausgangstemperatur des Kerns gekoppelt. Der Reaktor erhält dadurch seine guten Regeleigenschaften. Die neue Strömungsführung, die nicht wie beim FDR durch den Kamin geht, bedingt eine gewisse Entkopplung und damit eine Änderung des dynamischen Verhaltens. Es konnte nachgewiesen werden, daß auch das neue System ein sicheres und stabiles Verhalten zeigt.

- Entwicklung eines neuen Regelstabantriebs und Integration in den Reaktor-druckbehälter. Dies führte zu einem Zahnstangenantrieb, der innerhalb des Druckgefäßes angeordnet ist. Lediglich der Antriebsmotor ist außerhalb des Druckgefäßes auf dem Deckel angeordnet. Das Drehmoment wird ohne Drehdurchführung mittels Permanentmagneten berührungslos durch die Wandung des Fingerhutaufsatzes des Druckgefäßdeckels übertragen. Zur Erprobung dieses neuentwickelten Regelstabantriebes wurde auf dem Schlingerstand der GKSS ein entsprechendes Versuchsprogramm mit einem Prototyp durchgeführt.
- Im Hinblick auf die begrenzten Raum- und Gewichtsverhältnisse wurde ein den speziellen Bedingungen des Schiffsreaktors angepaßter Sicherheitseinschluß mit Druckabbausystem entwickelt. Dieses Druckabbausystem für eine Schiffsanlage ist durch folgende Merkmale gekennzeichnet (siehe auch Bild 107):
 - die kompakte Druckkammer, die den Reaktordruckbehälter im oberen Bereich umschließt und im unteren Behälterbereich nur einen schmalen Ringspalt zur Gewährleistung der Wiederholungsprüfung des Reaktordruckbehälters freiläßt;
 - die räumliche Trennung von Kondensationskammer und Expansionsraum;
 - die kleine Zahl von Kondensationsrohren mit einer großen Eintauchtiefe;
 - die relativ kleine Wassermenge in der Kondensationskammer, die bei einer maximalen Aufheiztemperatur von 85 °C optimal im Anforderungsfall genutzt werden soll;
 - die teilweise Integration der Sicherheits-Einschlußstruktur in die Schiffskonstruktion unter Verwendung schiffstypischer Bauelemente.

Die Gesamtkonstruktion des Sicherheitseinschlusses weist anlagentechnische und bauliche Merkmale auf, die erheblich von den bisher gebauten bzw. in Planung befindlichen Druckabbausystemen für Landanlagen abweichen. Der Sicherheitseinschluß ist soweit von der tragenden Schiffsstruktur entkoppelt, daß äußere Einwirkungen auf das Schiff nicht zu einer Verletzung seiner Integrität führen. Der Nachweis der Funktionssicherheit dieses neuentwickelten Druckabbausystems unter den schiffsspezifischen Randbedingungen wurde

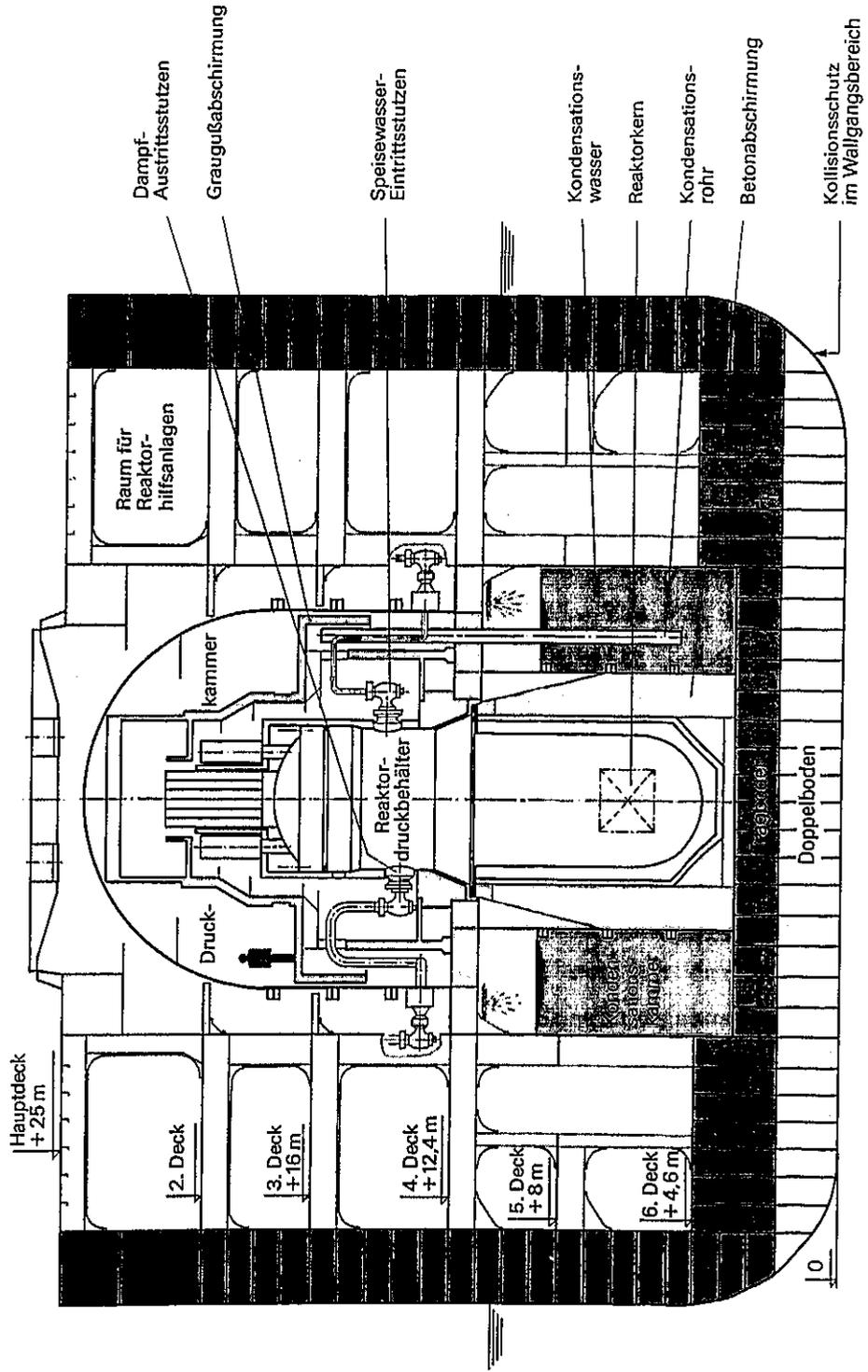


Bild 107: Querschnitt durch Reaktoranlage mit Sicherheitseinschluß des NCS 80

bei der GKSS durch Versuche in einem Druckabbauversuchsstand, der im Maßstab 1:1 eine Viertelsektion des Originals simuliert, erbracht.

Das sicherheitstechnische Konzept der NCS-80-Anlage berücksichtigt die Empfehlungen und Regelwerke aller in der Bundesrepublik Deutschland für die Sicherheit zuständigen Institutionen, soweit deren Anwendung auf eine mobile Schiffsreaktoranlage möglich ist. Damit ist ein vergleichbarer Sicherheitsstandard zu Kernkraftwerken auf Leichtwasserbasis erreicht. Entsprechend dem Einsatz als Schiffsantriebsanlage sind darüber hinaus die nationalen und internationalen Standards für Kernenergieschiffe erfüllt. Durch Konstruktion und Anordnung des Reaktordruckbehälters ist seine 100 %ige Wiederholungsprüfbarkeit entsprechend den RSK-Leitlinien gegeben.

Ein weiteres Merkmal des Sicherheitskonzeptes ist der Redundanzgrad aller relevanten Sicherheitseinrichtungen. So sind für die Notkühlung vier funktionell völlig voneinander unabhängige Kühlketten vorgesehen, von denen jede Kette zur Beherrschung des Störfalls 'Abriß der größten Primärkühlmittel-führenden Rohrleitung' ausreicht. Unter Berücksichtigung des Ein-Fehler-Kriteriums und möglicher Reparaturen sind die Notkühlsysteme in der Lage, ein Leck bis zu 30 cm² Größe an beliebiger Stelle des Reaktordruckbehälters zu beherrschen.

Das Konzept der Reaktoranlage für das NCS 80 wurde sicherheitstechnisch genehmigt. Weitere technische Entwicklungsmöglichkeiten für das FDR-Konzept im Hinblick auf wirtschaftlichere Lösungen werden im Folgenden angesprochen.

4.4.2. Primärsystem

4.4.2.1. Anlagenentwurf

Eine Verkleinerung des Reaktordruckbehälters würde gleichzeitig eine Verkleinerung des Sicherheitseinschlusses und eine Reduzierung der Abschirmung zur Folge haben. Eine wesentliche Verringerung des Druckbehältervolumens kann durch Ersatz des integrierten Wendelrohr-Dampferzeugers durch einen sogenannten Kompaktdampferzeuger in Modulbauweise erwartet werden. Die Volumenverringerng wird durch Verringern des Druckbehälterdurchmessers und seiner Hö-

he erreicht. Die kleinste mögliche Größe des Dampferzeugerdurchmessers und damit auch die Größe des einzelnen Moduls wird durch die Anforderungen an die Wiederholungsprüfbarkeit der Rohre bestimmt. Hierfür sind jedoch technologische Grenzen gegeben. Die Verwendung eines Moduldampferzeugers gegenüber dem bisherigen Wendelrohr-Dampferzeuger läßt eine Kostenreduzierung für dieses Bauteil erwarten.

Mit Rücksicht auf die Vermeidung einer Sekundärkreisaktivierung wurde für den EFDR ein recht großer axialer Abstand zwischen aktiver Kernoberkante und unterem Dampferzeugerbereich eingeplant. Die detaillierte Auswertung der Betriebserfahrungen mit dem NS OTTO HAHN könnte zu einem kleineren Abstand führen.

4.4.2.2. Kernauslegung

Ein wesentlicher Schritt zur Verbesserung der Wirtschaftlichkeit des integrierten FDR wurde bereits bei der Auslegung des zweiten Kerns des OTTO-HAHN-Reaktors getan durch Übergang zur Zircaloytechnologie für Brennstäbe und Brennelementstrukturen bei gleichzeitiger Übernahme des aktuellen DWR-Brennelementaufbaus mit integriertem Steuerelementbündel. Vom FDR nicht zu verifizieren waren die heute üblichen Hüllrohr- und Kühlmitteltemperaturen, die einen höheren Systemdruck verlangt hätten.

Nachdem sich die Übernahme des DWR-Brennelementaufbaus als zweckmäßig erwiesen hat, besteht kein Grund für eine spezielle Optimierung des Brennstabdurchmessers. Damit läßt sich dann die mittlere lineare Stableistung in Anlehnung an den DWR festlegen. Da der Schiffsreaktor in allen Betriebszuständen teilweise eingefahrenen Steuerelemente enthält, muß bei der Auslegung - wie die Berechnung verschiedener Kernkonfigurationen ergab - von einem um etwa 20 % größeren zusätzlichen Erhöhungsfaktor der Wärmestromdichte ausgegangen werden.

Die aus diesen Überlegungen folgenden oberen Grenzwerte der thermodynamischen Grunddaten sind in der Tabelle 28 zusammengestellt und mit den Werten für den EFDR-80 verglichen worden. Dieser vor 1973 konzipierte Kern entspricht bereits weitgehend den heute erkennbaren technischen Möglichkeiten.

Tabelle 28: Thermodynamische Grunddaten des EFDR-80 und Grenzwerte der Auslegung nach Stand der DWR-Technik

	EFDR-80	DWR-Grenzwert
Kühlmittelaustrittstemperatur in °C	308	330
Systemdruck in bar	98	131
max. Leistungsformfaktor	3,5	3,25
lineare Stableistung		
max. (15 % Überlast) in W/cm	578	654
mittel (Vollast) in W/cm	143,5	175

Die Möglichkeiten der Brennstoff-Einsatzplanung sind - verglichen mit denen großer Kernkraftwerke - stark beschränkt. Dies hat folgende Gründe:

- Ein Schiffsreaktorkern ist dafür zu klein;
- der Brennelementquerschnitt ist größer als bei Kernkraftwerken, da benachbarte Brennelemente im allgemeinen Steuerelemente enthalten (der Systemdruck übertrifft den eines Siedewasserreaktors, bei dem der Abstand der Steuerelementstutzen ca. 30 cm beträgt; übernimmt man dieses Maß, so ergibt sich mit den allgemein verwendeten Brennstab-Zellgrößen der Querschnitt des NCS-80-Brennelements mit 21 x 21 Gitterpositionen);
- der Brennelementwechsel muß minimiert werden, da die Schiffsverfügbarkeit hoch sein muß und häufige Liegezeiten des Schiffes wirtschaftlich nicht vertretbar sind.

Damit beschränkt sich die Zahl der möglichen Teilladungen praktisch auf zwei. Die beiden anderen Gründe beschränken sehr stark die Positionierungsmöglichkeiten. Das bei kleineren Reaktoren übliche Schema, die Brennelemente von außen nach innen umzusetzen, führt wegen der starken Bestückung der äußeren, frischen Brennelemente mit festen abbrennbaren Giften nicht mehr zu einer hinreichend flachen Leistungsverteilung; es müssen vielmehr zusätzlich die teilabgebrannten Brennelemente mit neuen abbrennbaren Giften versehen werden. Beim NCS-80-Reaktor sollte dieses schwierige Auslegungsproblem durch zusätzliche Verwendung von Borsäure gemildert werden. Der ganze physikalisch und technisch problemreiche Komplex würde bei Einsatz von Gesamtladungskernen entfallen. Da diese aber keine kürzere Standzeit haben dürfen als die

zwei Teilladungen eines Umsetzkerns, ergeben sich hohe Abbrandreaktivitäts-Äquivalente und entsprechend hohe Anforderungen an die Auslegung fester abbrennbarer Gifte. Für den FDR wurde bereits durch Auslegung eines nicht mehr realisierten Gesamtladungskerns (dritter Kern) demonstriert, daß selbst für einen Reaktor mit so hoher Neutronenleckage Standzeiten von 900 Volllasttagen zu verwirklichen sind. Dieser dritte Kern war charakterisiert durch:

- Gadolinium als abbrennbares Gift;
- keine Borsäureregelung trotz hoher Standzeit;
- Zircaloy-Abstandshalter und Führungsrohre;
- ZrNb₃Sn₁-Hüllrohre der Brennstäbe.

Der prinzipielle Nachteil solcher Gesamtladungskerne liegt in ihrem hohen spezifischen Brennstoffbedarf. Eine mittelfristig erkennbare Tendenz zu starker Erhöhung der Natururanpreise gegenüber denen für Trennarbeit und Brennelementfabrikation würde diesen Nachteil allerdings mildern oder gar aufheben.

4.4.2.3. Brennelementwechsel

Die Kernaufteilung in Wechselladungen und die damit verbundenen Brennelementwechsel sind eng miteinander verknüpft, ihre Kostenwirkungen sind gegenläufig. Es sind aber - im Einklang mit den Erfordernissen der Wiederholungsprüfungen an wesentlichen Komponenten des Primärsystems - möglichst lange Brennelement-Standzeiten anzustreben, da die Zeiten für einen Brennelementwechsel einschließlich Wiederholungsprüfungen relativ lange Schiffsliegezeiten erfordern. Eine umfassende Integration der schiffsbedingten Inspektions- und Klassearbeiten in die Brennelement-Wechselzeiträume ist daher selbstverständlich. Wirksame Kostenreduzierungen bei den Handhabungseinrichtungen lassen sich erst mit einer leistungsfähigen Landservicestation erreichen, in der auch Schiffsinspektionsarbeiten durchgeführt werden können.

4.4.2.4. Sicherheitseinschluß und Abschirmung

Die Auslegung und Größe des Sicherheitseinschlusses mit Druckabbausystem werden im wesentlichen durch zwei Parameter bestimmt. Zum einen muß ein ausreichendes Kondensationskammervolumen bereitgestellt werden, wobei auch das Freivolumen des Expansionsraumes dem Freivolumen der Druckkammer angepaßt

sein muß. Zum anderen resultieren aus der Unterbringung der erforderlichen Systeme und Komponenten in Druckkammer- und Expansionsraum sowie aus der Sicherstellung ausreichender Inspektions-, Wartungs- und Reparaturmöglichkeiten Anforderungen an den Raumbedarf. Hier müssen die Entwicklungsarbeiten zur Optimierung des Sicherheitseinschluß-Konzeptes ansetzen. Reduzierungen im Primärkühlmittel-Volumen führen direkt zu entsprechender Verringerung der erforderlichen Wassermengen in der Kondensationskammer und damit zu deren Abmessungen. Die Auswirkungen der Primärkühlmittel-Reduzierung im Ringspalt zwischen Kernmantel und Druckbehälterwand auf die den Druckbehälter umschließenden Abschirmwände sind jedoch gegenläufig. Die Anhebung der zulässigen Kondensationswassertemperatur und des zulässigen Störfalldruckes stellen ein weiteres Potential für die Reduzierung des Kondensationskammer- und Expansionsraumvolumens dar.

Ein wesentlicher Teil der im Sicherheitseinschluß untergebrachten Systeme wird von dem unter Primärdruck arbeitenden Reinigungssystem gebildet. Durch den Übergang auf ein Niederdrucksystem können umfangreiche Teile aus dem Sicherheitseinschluß ausgelagert werden. Diese Maßnahme wäre sicherheitstechnisch besonders effektiv, wenn es gelingt, die verbleibenden Komponenten in der Druckkammer anzuordnen.

In die Betrachtungen zur Raumreduzierung ist die Sekundärrohrleitungsführung innerhalb der Druckkammer einzubeziehen. Die konstruktive Ausführung des Sicherheitseinschlusses mit ebenen Wänden für Kondensationskammer und Expansionsraum hat sich als unerwartet aufwendig erwiesen. Weitergehende Untersuchungen zum Sicherheitseinschluß sollten die Möglichkeiten der zylindrischen Bauweise berücksichtigen.

Die Einsatzmöglichkeiten eines Trockencontainments könnten im Hinblick auf die zwischenzeitlich erreichten Fortschritte in der Technologie der Baustellenerfertigung von Behältern mit erhöhter Wandstärke ebenfalls erwogen werden.

Bezüglich der Dicke der Abschirmungen von Primärsystem und Nebenanlagenkomponenten ist zu sagen, daß detaillierte Nachrechnungen nach Festschreibung endgültiger Aufstellungsorte sowie unter Berücksichtigung endgültiger Materialdicken zu Gewichtsverminderungen führen können.

4.4.3. Nebenanlagen- und Elektroversorgungssysteme

Neben den vielfältigen Entwicklungsmöglichkeiten des Primärsystems bieten sich im kleineren Maßstab auch Möglichkeiten in anderen Systemen. Es bleibt zu prüfen, inwieweit die Verlagerung von Systemen, die nur bei An- und Abfahren der Reaktoranlage benötigt werden, z.B. Entgasungs-, Volumenregelsystem, in eine entsprechend ausgestattete Landservicestation Vorteile bringen kann. Die Auslegung des Primärreinigungssystems als Niederdrucksystem im Zusammenhang mit Änderungen am Einschluß hat gewisse Vorteile. Jedoch scheinen auch im Hochdruck-Reinigungssystem in der Filtertechnik Verbesserungen möglich, die zu Vereinfachungen und Reduzierungen in nachgeschalteten Systemen führen, z.B. Borentzugs-, Harzpül- und Abwassersysteme einschließlich Abgabe verbrauchter Harze bzw. aktiven Abwassers. Bei den Abwassersystemen ist zur Vermeidung umfangreicher Lagerbehälter und deren Abschirmung eine Umstellung auf ein Verdampfersystem zu untersuchen, das zudem den Vorteil geringerer Umweltbelastung hat.

Eine Vereinfachung sicherheitstechnisch relevanter Nebenanlagensysteme kann unter Umständen durch Veränderungen in der Komponentenaufstellung bzw. durch Schaffung zusätzlicher wasserdichter Abteilungen im Reaktorabteil erreicht werden (ggf. Verzicht auf Unterwasser-Betriebsfähigkeit von Komponenten).

Im Rahmen von Vereinfachungen auf der Nebenanlagenseite sollte auch eine Reduzierung der Leistungsanforderungen an die Elektroversorgungsanlagen angestrebt werden.

4.5. Teilnahme des NS OTTO HAHN an verschiedenen Forschungsprogrammen

4.5.1. Schiffbauliche Messungen

4.5.1.1. Vergleichende Untersuchungen verschiedener Meßverfahren zur Bestimmung der effektiven Wellenleistung und des Propellerschubes

Es sind mehrere Verfahren bekannt, die der Leistungsermittlung direkt an der Propellerwelle dienen. Alle diese Verfahren messen die Verdrehungen bzw. Längenänderungen und bestimmen dann mit Hilfe von Werkstoffkonstanten, wie Gleit- oder Elastizitätsmodul, rechnerisch die Leistung bzw. den Schub.

In vergleichenden Messungen wurden fünf verschiedene Verfahren und Geräte zur Bestimmung von Drehmoment, Leistung und Drehzahl sowie zwei Verfahren zur Bestimmung des Schubes von Schiffspropellern untersucht. Die Geräte waren auf der Welle des NS OTTO HAHN installiert und wurden so unter gleichen Betriebsbedingungen getestet. Drehmomente und Drehzahlen stimmten im oberen Drehzahlbereich hinreichend genau überein, während die Leistungsangaben bei kleinen Drehzahlen bis um 18 % und bei großen Drehzahlen bis zu 7 % voneinander abwichen. Die entsprechenden Differenzen gegenüber dem Ergebnis des Bezugsverfahrens mit Dehnungsmeßstreifen betrugen etwa die Hälfte. Die beiden Schubmeßverfahren lieferten Werte, die um 1 % voneinander abwichen. Es ist jedoch zu vermuten, daß bei beiden Verfahren das Torsionsmoment die Messung spürbar beeinflusste.

4.5.1.2. Versuche mit teilgetauchtem Propeller

Der teilgetauchte oder der in der Nähe der Flüssigkeitsoberfläche arbeitende Propeller wird bei schnellen Wasserfahrzeugen aber auch bei Seeschiffen in Ballastfahrt sowie bei Binnenschiffen in Flachwassergebieten verwendet. Werden Propellerantriebe unter diesen Bedingungen höheren Belastungen ausgesetzt, sind Kavitations- oder Belüftungserscheinungen am Flügelblatt kaum vermeidbar. Hiermit ist eine nicht unwesentliche Beeinflussung der Kräfte am Propeller verbunden, die den Wirkungsgrad des Propellers verändert.

Bisherige Ergebnisse auf diesem Gebiet stützten sich auf Modellversuche. Mit den Arbeiten auf dem NS OTTO HAHN wurde erstmals versucht, die Übertragbarkeit der Modellversuchsergebnisse auf die Großausführung durch vergleichende Messungen am Modell und an der Großausführung nachzuweisen. An Bord des NS OTTO HAHN wurden Schub- und Drehmomentmessungen an der Propellerwelle bei unterschiedlichen Propellertauchungen und -belastungen durchgeführt. Für Vergleichsmessungen diente ein geometrisch ähnlicher Modellpropeller des NS OTTO HAHN im Maßstab 1 : 30.

4.5.2. Satelliten-Navigation

1975 wurde das NS OTTO HAHN für eine Reise an die ESRO (European Space Research Organisation) verchartert, um im Rahmen einer Forschungsreise die

Möglichkeiten der Satellitennavigation im praktischen Einsatz zu erproben. Während vorhergehender Hafenliegezeiten wurden Antennen in beiden Brückennocken installiert und im Brückenhaus eine Relaisstation vorgesehen.

Im Institut für Satellitenelektronik der Deutschen Forschungs- und Versuchsanstalt für Luft- und Raumfahrt (DFVLR) in Oberpfaffenhofen war eine Seenot-Funkboje für ihre Aufgabe mit einem Alarmgeber und einem Sender für Satellitenfrequenzen umgerüstet worden. Als Signalübermittler und -verstärker diente der geostationäre amerikanische Satellit ATS-6, der in 36 000 km Höhe über dem Äquator steht. Man geht davon aus, daß die an Bord installierte Funkboje bei einem Seenotfall im Wasser schwimmt und automatisch Signale zu dem Satellit sendet. Dort werden die Signale verstärkt und zu einer Bodenstation weitergeleitet. Die Auswertung der Funksignale gibt u.a. auch über die genaue Position des verunglückten Schiffes Auskunft.

Es fanden verschiedene Versuche statt. Als Abschluß des Programms wurde ein Search-and-Rescue-Manöver durchgeführt, bei dem zwei amerikanische Militärflugzeuge, die Coast Guard Fregatte GALLATIN, die Coast-Guard Station New York und das NS OTTO HAHN teilnahmen. Die Versuche konnten nach der sechswöchigen Fahrt erfolgreich beendet werden.

4.5.3. Seenotrufsystem über Satelliten

Im Rahmen der Charterfahrt für die ESRO wurde auch ein Seenotrufsystem über Satelliten im Seebetrieb mit dem NS OTTO HAHN getestet.

4.5.3.1. Systembeschreibung

Das Seenotrufsystem arbeitet auf der für maritime Satelliten zugeteilten Frequenz von 1600 MHz. Um die Entfernung von rund 36 000 km zum Satelliten mit einem batteriebetriebenen Gerät überbrücken zu können, muß auf der Empfangsseite eine Signalaufbesserung von mindestens 15 dB erfolgen. Das gelingt mit der Superpositionstechnik. In der Empfangsstation werden die Signale, die vom Satelliten rückübertragen werden, nach dem Heruntermischen auf Tonfrequenz in extrem schmalbandigen Filtern aufgefangen und in einem digi-

talen Speicher superponiert. Das entscheidende Merkmal dieses Verfahrens ist neben der Signalverbesserung die Resistenz gegenüber den erheblichen Pegelschwankungen. Diese entstehen bei Seenotgeräten durch Reflexionen an der Meeresoberfläche und durch völlige Unterbrechung der Sichtverbindung zum Satelliten bei großen Wellenhöhen.

Der Seenotnrichtengeber gestattet, mittels eines wasserdichten Tastenfeldes eine individuelle Botschaft abzusenden. Die jeweils letzte Positionseingabe wird im Seenotfall übertragen. Das Gerät kann vom Schiff oder vom Rettungsboot aus betrieben werden. Es ist außerdem schwimmfähig und bleibt auch im Wasser funktionstüchtig. Ein Kanal im VHF-Band ermöglicht Wechselsprechen mit den Rettungseinheiten im Nahbereich.

Die Seenotfunkboje ist auf Deck eines Schiffes gelagert, schwimmt bei einem Schiffsunglück selbständig auf und schaltet sich dabei automatisch ein. Sie überträgt abwechselnd die Seenotbotschaft zum Satelliten und ein Funkbakensignal auf der internationalen Notfrequenz.

4.5.3.2. Erprobung der Seenotfunkboje

1975 fand in der Nähe der Azoren ein Experiment unter Betriebsbedingungen mit dem geostationären US-Satelliten ATS-6 statt, wobei die European Space Agency (ESA) die Koordination mit der NASA durchführte. Die zugehörige Empfangsstation für den Satelliten befand sich in Rosman/North Carolina, USA.

Die Frage nach der Zuverlässigkeit der Übertragungstrecke kann nach Abschluß des Experimentes bejaht werden. Es wurden 12 Tests bei unterschiedlichem Seegang und bei unterschiedlichen Höhenwinkeln des Satelliten über der Kimm von 0,5 bis 20° ausgeführt. Bei allen Winkeln, einschließlich des 0,5°-Winkels, bei dem die Boje nur wenige Sekunden pro Wellenperiode aus der Abschattung der Wellen heraussteigt, arbeitete das System einwandfrei.

4.5.4. Meerwasserentsalzung

Das NS OTTO HAHN wurde auch im Rahmen der Entwicklungsarbeiten für die Meerwasserentsalzung nach dem Verfahren der Umgekehrten Osmose eingesetzt.

4.5.4.1. Beschreibung des Verfahrens

Die Umgekehrte Osmose (Reverse Osmosis, RO) ist ein nichtthermisches Druckfiltrationsverfahren für Salzlösungen. Als Filter werden dabei semipermeable Membranen eingesetzt. Diese Membranen haben eine hohe Durchlässigkeit für Wasser und eine geringe für gelöste Salze. Da die Wasserdurchlässigkeit druckabhängig ist - der Salzdurchgang ist nahezu druckunabhängig - kann Wasser die Membranen erst dann passieren, wenn die jeweilige Salzlösung unter einem bestimmten hydrostatischen Mindestdruck steht. Dieser Mindestdruck entspricht dem osmotischen Druck der Lösung. Für die praktische Anwendung des Verfahrens wählt man jedoch Betriebsdrücke von etwa dem Dreifachen des Mindestdruckes. Die Ausbeute ist abhängig von der Temperatur des eingespeisten Seewassers (35 °C max.).

4.5.4.2. Pilotanlagen auf dem NS OTTO HAHN

In den Jahren 1974 bis 1978 wurden nacheinander mehrere Pilotanlagen für die Dauer einiger Reisen an Bord betrieben. Der Schiffsbetrieb bot für die technische Erprobung eines mit Meerwasser im Durchlauf arbeitenden Verfahrens günstige Voraussetzungen. Das benötigte Meerwasser stand unbegrenzt und unverfälscht zur Verfügung. Die küstenfernen Fahrtrouten des Schiffes gewährleisteten eine Versorgung der Anlage mit relativ sauberem Seewasser, so daß auf aufwendige Einrichtungen zur Wasservorbehandlung verzichtet werden konnte. Anfangs wurde das Seewasser aus einer Ansaugleitung der Ballastpumpen entnommen, später einem Nebenzweig des Seewasserdienst-Pumpensystems. Ein weiterer Vorteil lag darin, daß die für eine Teststation erforderliche Infrastruktur ausreichend vorhanden war.

Die ersten Testeinrichtungen waren im Hilfsmaschinenraum untergebracht. Im Jahre 1978 wurde eine transportable Containeranlage an Bord installiert. Das filtrierte Seewasser wurde von einer Dreikolben-Hochdruckpumpe durch zwei in Reihe geschaltete Moduln gepumpt. Jeder dieser Moduln hatte eine effektive Membranfläche von 5,5 m². Am Ausgang des zweiten Moduln befand sich ein Überströmregler, durch den der eingangsseitige Betriebsdruck auf 80 bar eingestellt wurde. Das Produktwasser beider Moduln wurde zur Gewinnung detaillierter Meßdaten getrennt abgeleitet.

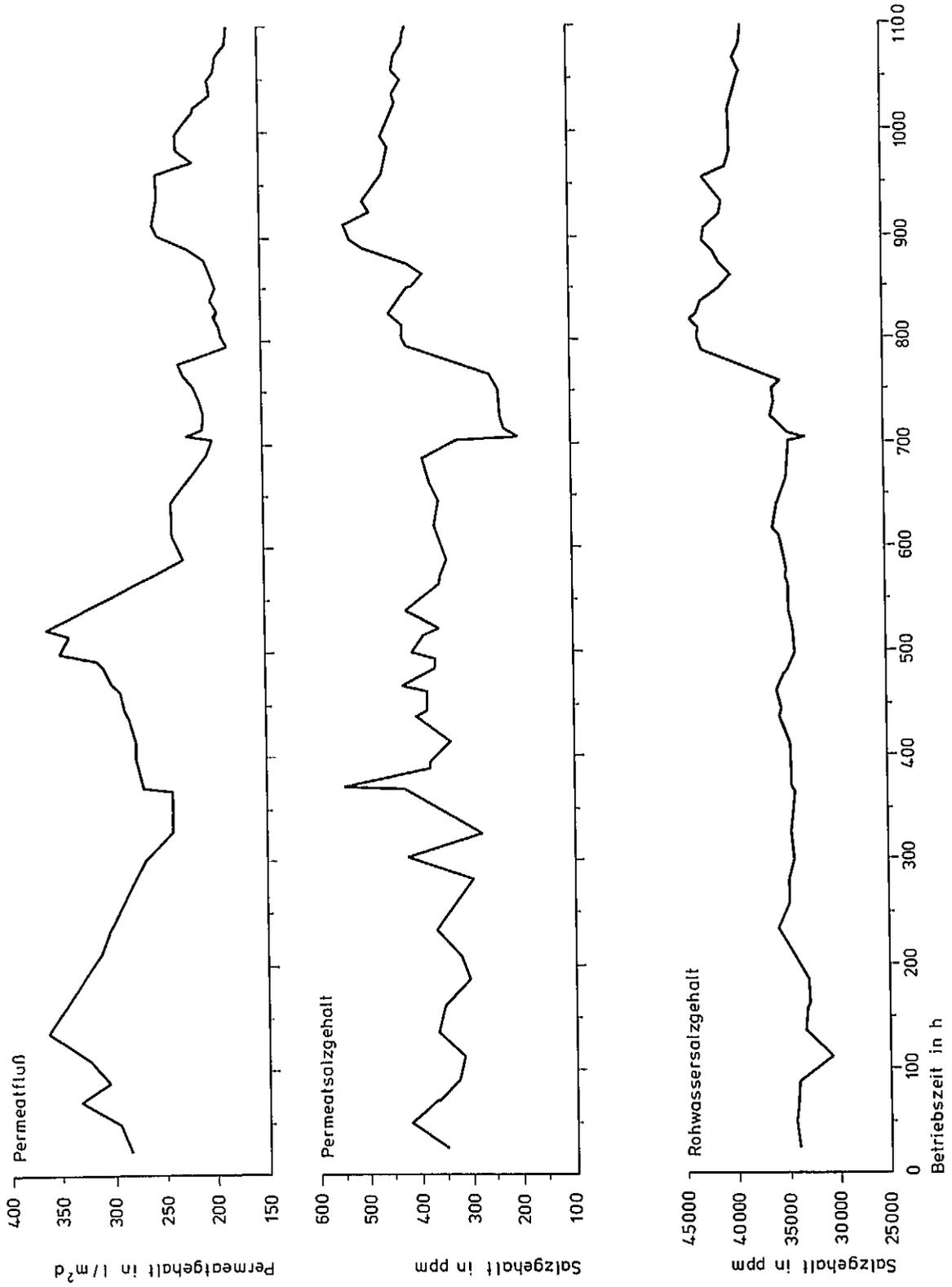


Bild 108: Zeitlicher Verlauf von Permeatfluß, Permeatsalzgehalt und Rohwassersalzgehalt

Auf vier Reisen konnten in dieser Anlage zwei verschiedene GKSS-Membrantypen auf ihre Eignung zur einstufigen Meerwasserentsalzung getestet werden. Während der vierten Reise wurde das benötigte Seewasser auf 35 °C temperiert, um den Temperatureinfluß auf die Standzeit des Membranmaterials zu untersuchen. Die effektive Testzeit der Containeranlage betrug 2828 h bei einer Verfügbarkeit der Anlage von über 94 %.

Der zeitliche Verlauf der Meßergebnisse zweier Reisen für einen Modul ist in Bild 108 wiedergegeben. Zwar ist der Seewasser-Temperaturverlauf nicht aufgezeigt, aber an den Schwankungen des Permeatflusses ist der Einfluß von Seewassertemperatur und membranspezifischem Temperaturkoeffizienten erkennbar. Dieser Einfluß ist umso deutlicher, wenn der Rohwassersalzgehalt in weiten Bereichen nur geringe Veränderungen aufweist. Somit ist bei konstantem Betriebsdruck auch der effektive Arbeitsdruck konstant, und die Permeatflussschwankungen lassen den Temperatureinfluß erkennen.

Zur Charakterisierung des Langzeitverhaltens von Membranen dienen die verfahrenstypische und zeitliche Abnahme des Permeatflusses bzw. Zunahme des Permeatsalzgehaltes. Für diese Kenngrößen wurden Werte in der Größenordnung der Labordaten ermittelt. Auch mit künstlich auf 35 °C erwärmtem Seewasser ließ sich in späteren Versuchen kein über die üblichen Werte hinausgehendes Nachlassen der Membranen ermitteln. Es hat sich gezeigt, daß die untersuchten GKSS-Membrantypen zur Trinkwassergewinnung aus Seewasser in einstufiger Verfahrensweise geeignet sind. Auch der Plattenmodul hat sich sowohl als Membrantestgerät als auch für die großtechnische Wasserentsalzung als geeignet erwiesen.

4.5.5. Meereschemie

Im Rahmen der laufenden Forschungsprogramme, unter anderem über die Verteilung und den Verbleib von Schwermetallen in Küstengewässern, wurde auch zeitweise das NS OTTO HAHN mit eingesetzt. Dabei sollte der Transport von Schadstoffen infolge von Gischt- und Aerosolbildung vorrangig untersucht werden. Es lag nahe, dieses Schiff als Untersuchungsplattform für Aerosolmessungen zu verwenden, da es auf seinen Fahrten nach Südafrika sehr unterschiedliche Klimazonen durchfuhr. Dabei war zu erwarten, daß je nach Windrichtung und Landnähe unterschiedliche Ionenverhältnisse auftraten.

4.5.5.1. Versuchsdurchführung

Auf der 123. Reise von Rotterdam nach Port Elizabeth, Republik Südafrika, im Mai/Juni 1978 wurden an verschiedenen Stationen Aerosol- und Wasserproben genommen. Die Probenahme wurde nach zwei unterschiedlichen Verfahren durchgeführt:

- An einem Gestell, das 3 m vor dem Bug des Schiffes angebracht war, um eine Kontamination vom Schiff aus auszuschalten, wurden Graphitröhrchen in einer speziell konstruierten Halterung befestigt und zur Beladung der Röhrchen mit Aerosolteilchen Luft hindurchgesaugt;
- durch ein ebenfalls am Gestell vor dem Bug befestigtes konventionelles Aerosolmeßgerät wurde Luft mit Hilfe eines Sauggebläses durch ein Feinstfilter gesaugt. Bild 109 zeigt die Meßanordnung am Bug des NS OTTO HAHN.

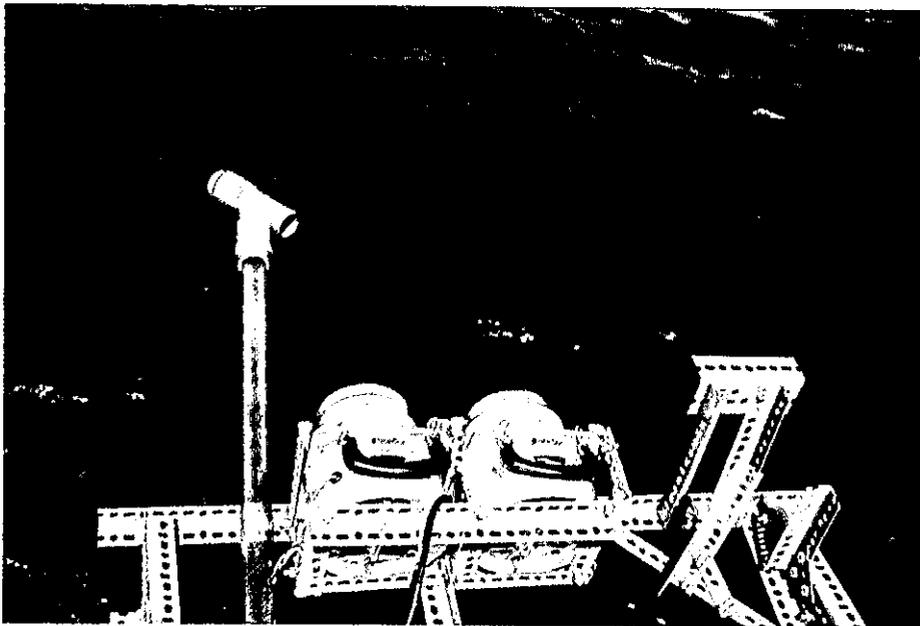


Bild 109: Meßanordnung zur Aerosolerfassung am Bug des NS OTTO HAHN

Ein wesentlicher Aspekt der Untersuchungsmethodik war die analytische Aufarbeitung der zu untersuchenden Proben an Bord. Damit wurden Veränderungen der Proben bei der Lagerung und dem Transport vermieden. Die Untersuchung der Proben auf Schwermetalle erfolgte mit einem Atomabsorptionsspektrometer. Um

eine Kontamination durch die Umwelt einzuschränken, wurden die Probenvorbereitungen unter einem Polyäthylenzelt vorgenommen.

4.5.5.2. Ergebnisse

In Bild 110 sind u.a. die Meßstationen und Hauptwindrichtungen eingetragen. Wie man sieht, treten vor Nordafrika ablandige Winde (NO-Passat) auf, so daß hier vor allem ein terrestrischer Einfluß auf die Aerosole zu erwarten ist. Vor Sierra Leone kehrt sich die Windrichtung um (auflandig). Hier sollten die Aerosole mehr marinen Ursprungs sein. Vor der Küste von Namibia wiederum herrschen ablandige Winde vor, so daß der terrestrische Einfluß hier wieder steigen sollte.

Als Beispiel für die Änderung der Gesamtgehalte an Schwermetallen in den Aerosolen sind in Bild 110 die nach der Graphitrohrchenmethode ermittelten Eisenmengen (Expositionszeit 3 h) angegeben. Da Eisen vor allem in terrestrischen Aerosolen vorkommt, sind die Eisengehalte besonders hoch zwischen 20°N und 10°N, wo der Landeinfluß sowohl durch die Nähe des Landes als auch durch die Windrichtung besonders stark ist. Ein weiteres Maximum tritt bei 25°S auf, wo ebenfalls ein Landeinfluß durch die Steppen- und Wüstengebiete Südwestafrikas gegeben ist. In den Gebieten zwischen den beiden Maxima treten typisch marine Aerosole mit kleineren Eisengehalten auf.

Werden nicht die Absolutmengen, sondern die Anreicherungs-faktoren¹⁾ verschiedener Elemente im Aerosol betrachtet, so stellt man für einige Elemente erhebliche Anreicherungen fest. In Tabelle 29 sind die Anreicherungs-faktoren für fünf Elemente, die durch die Graphitrohrmethode ermittelt wurden, aufgeführt. Die Anreicherungs-faktoren für die Ionen sind unterschiedlich und abhängig vom Ort. Die höchsten Werte weist Eisen bei 25°S auf, was wiederum durch den Landeinfluß und die andere Zusammensetzung dieser vom Land stammenden Aerosole herrührt. Das Verhalten von Mangan, Cadmium und Blei ist

¹⁾ Zur Definition des Anreicherungs-faktors A dient das Mengenverhältnis eines Elementes x im Aerosol und im Seewasser, bezogen auf die entsprechenden Gehalte an Natrium (chemische Fraktionierung F):
$$F = \frac{(x/Na)_{\text{Aerosol}}}{(x/Na)_{\text{Seewasser}}}$$

Die Anreicherung ist $A = F - 1$.

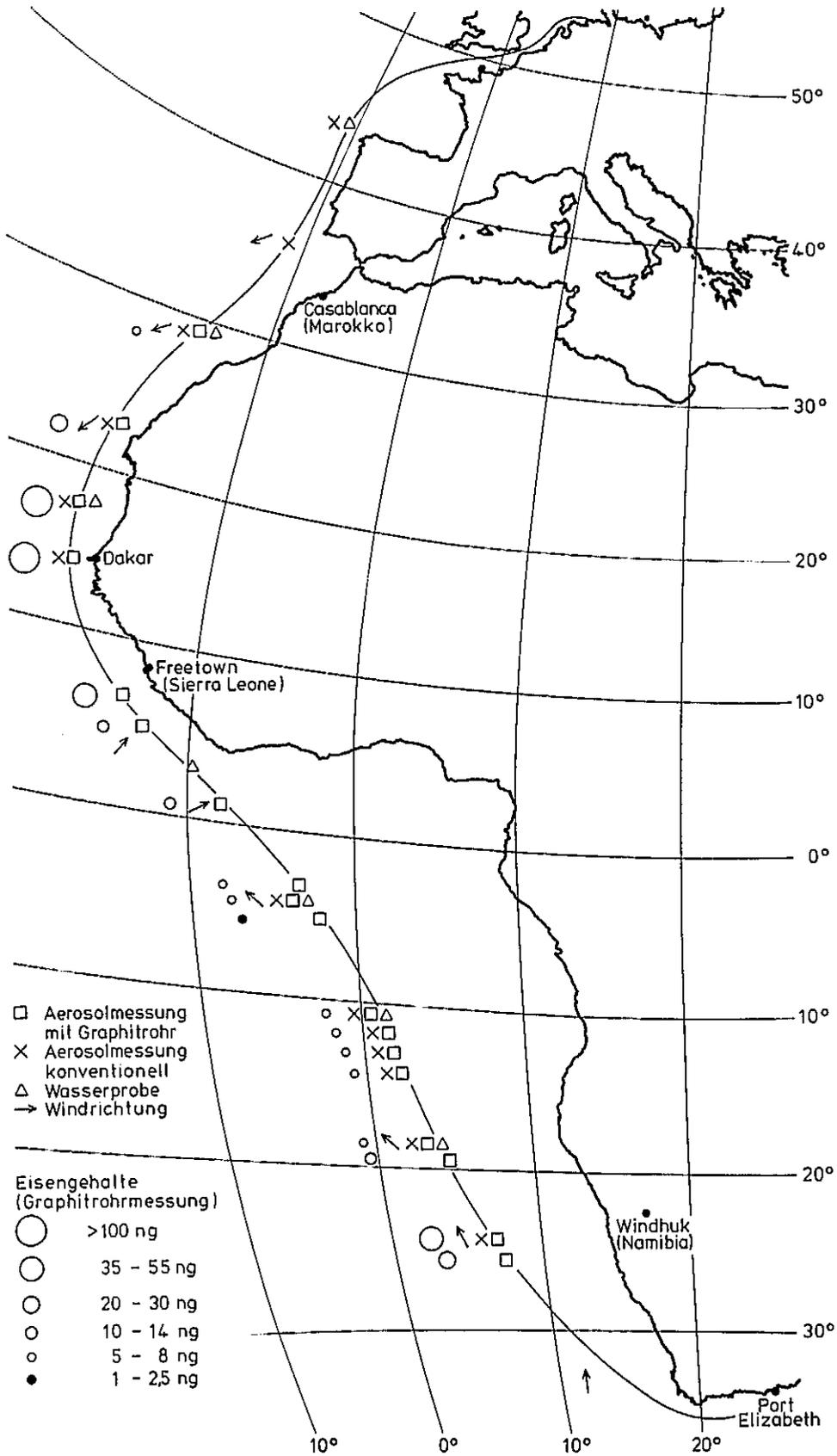


Bild 110: Probenahmen während der 123. Reise nach der Graphitmethode ermittelte Eisengehalte und während der Fahrt gemessene Hauptwindrichtungen

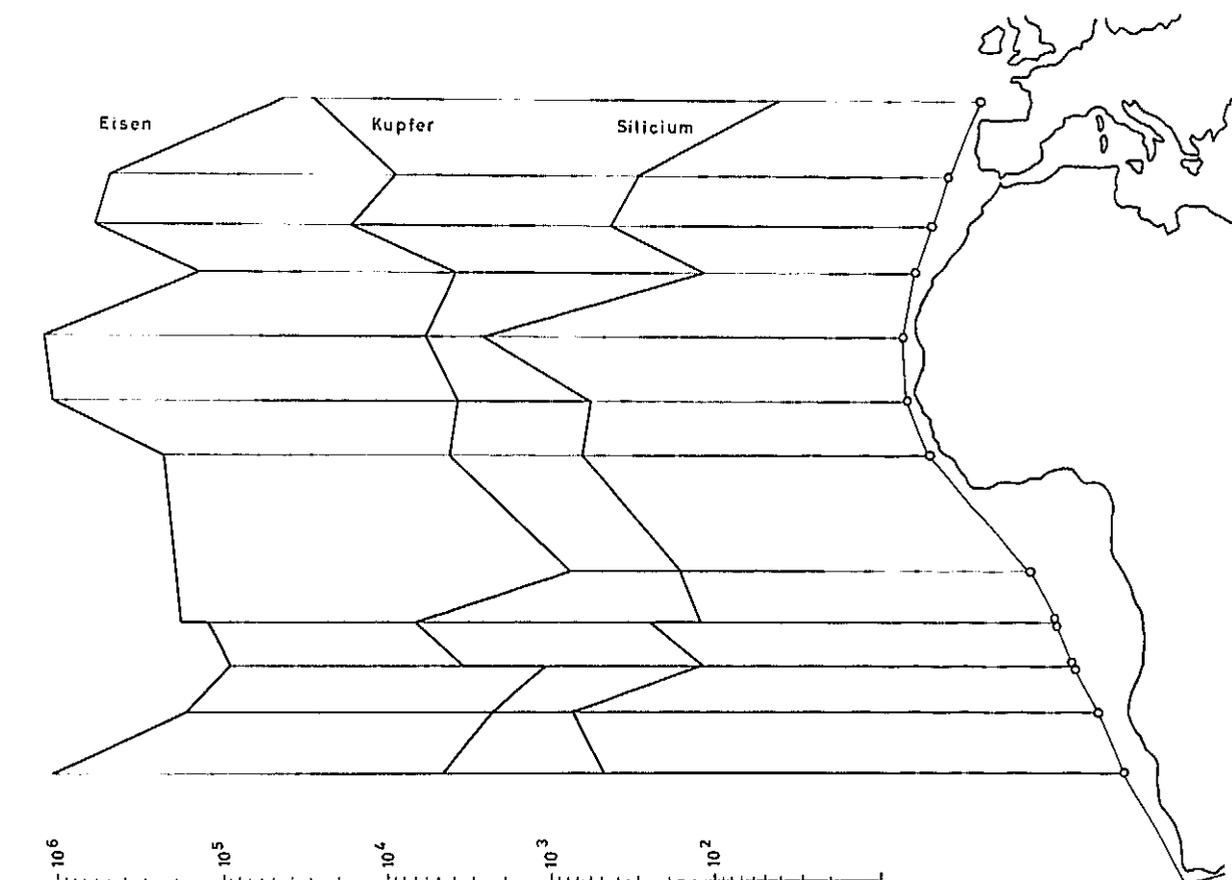


Bild 111: Anreicherungsfaktoren für Eisen, Kupfer und Silicium, ermittelt auf der 123. Reise (konventionelle Messungen)

Tabelle 29: Anreicherungsfaktoren einiger Schwermetalle in marinen Aerosolen bezogen auf die Gehalte in Meerwasser (Graphitrohrmethode)

Position der Probennahmestation	Cu	Fe	Mn	Cd	Pb
00° 53'N 08°05'W	310	14 000	2 600		44 000
04° 55'S 04°33'W	120	1 200	9 400	165	2 000
10° 00'S 01°01'W	380	5 000	2 200	311	53 000
19° 00'S 05°19'O	110	8 900	1 600	47	15 000
25° 05'S 10°12'O	410	96 000	22 000	950	140 000
25° 51'S 10°49'O	1 300	31 000	19 000	71	230 000

komplexer, obwohl auch sie bei 25°S ihre maximalen Anreicherungsfaktoren aufweisen. Bei Kupfer fällt auf, daß einmal die Anreicherung in den Aerosolen relativ klein ist und daß hier bei 25°S kein so ausgeprägtes Maximum auftritt.

Noch deutlicher ist dieser Effekt in Bild 111 zu sehen, in dem die Anreicherungsfaktoren aus den Messungen mit dem konventionellen Aerosolsammelgerät der Elemente Eisen, Silicium und Kupfer über die gesamte Fahrtroute wiedergegeben sind. Eisen und Silicium sind zwei typische Elemente, die bevorzugt terrestrisch vorkommen. Deswegen zeigen diese Elemente deutliche Maxima in Landnähe (bei ablandigem Wind). Bei Kupfer ist dieser Trend nicht zu bemerken, es ist eher eine Abnahme von Nord nach Süd zu verzeichnen. Gleichzeitig zeigen die Wasserproben keinen signifikanten Gang in den Schwermetallkonzentrationen.

Es fällt auf, daß verhältnismäßig große Unterschiede zwischen den Werten bestehen, die nach den beiden Verfahren gewonnen wurden. Dies dürfte vornehmlich auf die unterschiedliche Verteilung der Aerosolpartikel in den Graphitrohren einerseits und auf den Filtern andererseits zurückzuführen sein.

5. Wirtschaftliche Daten des Betriebs

5.1. Investitionskosten

Im November 1960 wurde ein Werftbauvertrag mit der Kieler Howaldtswerke AG über den Bau eines Kernenergie-Forschungsschiffes abgeschlossen. Dieser Vertrag umfaßte den Bau und die Lieferung des Schiffes einschließlich der konventionellen Antriebsanlage. Der Auftrag zur Lieferung und Montage des Reaktors wurde im August 1964 an die Arbeitsgemeinschaft der Firmen Deutsche Babcock & Wilcox-Dampfkessel-Werke AG und INTERATOM Internationale Atomreaktorbau GmbH vergeben. Infolge der Zweiteilung dieser Auftragsvergabe übernahm die GKSS die Koordinierung der Gesamtkonstruktion. Der vertragliche Preis belief sich für das Schiff einschließlich konventioneller Anlage auf 19,0 Mio. DM und für den Reaktor auf 27,5 Mio. DM. Wie in der Schifffahrt üblich, wurde der Vertragspreis in mehreren Raten im Laufe der Bauzeit bezahlt.

Der Preis des Schiffreaktors war als Festpreis vereinbart worden, während die Preisvereinbarung für den Lieferumfang der Bauwerft eine Gleitklausel enthielt. Die Schlüsselung der Preisgleitung sah einen 60 %igen Festanteil und einen Lohnanteil von 40 % vor, der an die Entwicklung des Lohnsatzes für gewerbliche Arbeitnehmer gekoppelt war.

Der Stapellauf erfolgte nach knapp 20monatiger Bauzeit, während die gesamte Bauzeit bis zur Probefahrt im August 1968 ca. 5 1/2 Jahre betrug. Zu diesem Zeitpunkt hatten sich die Gesamtkosten für den Bau und die Lieferung des Kernenergie-Forschungsschiffes ohne Kosten für die Ausrüstung des Reaktors mit Brennelementen auf 54,3 Mio. DM summiert. Die Kosten für den Reaktor-brennstoff bzw. die Brennelemente des ersten Kerns beliefen sich auf 2,68 Mio. DM. Durch nachträgliche Einbauten und eine weitere technische Ausstattung in den Betriebsjahren bis 1975 wurden dann nochmals insgesamt 3,8 Mio. DM aufgewandt.

Von den Baukosten, die bis zur Übergabe an den Reeder angefallen waren, wurden 16,0 Mio. DM von EURATOM getragen; die verbleibenden Kosten wurden durch einen Bundeszuschuß in Höhe von 60 % und einen Zuschuß der vier norddeutschen Küstenländer in Höhe von 40 % abgedeckt.

5.2. Betriebsaufwendungen

In diesem Abschnitt kann nur kurz beschrieben werden, wie sich die hier angesprochenen Kosten gegenüber dem gesamten Kostenrahmen abgrenzen.

Durch den besonderen Charakter des Schiffes als Forschungsprojekt und Prototyp stand die Realisierung technischer Entwicklungsziele im Vordergrund. Wesentliche Aufgabe war der Nachweis, daß eine Reaktoranlage eine verlässlicher Antrieb für ein Seeschiff ist. Wirtschaftliche Betrachtungen und Schlußfolgerungen können daher aus dem Bau und dem Betrieb des NS OTTO HAHN nur sehr begrenzt gezogen werden. Es konnte nicht primäre Aufgabe eines Prototyps sein, den wirtschaftlichen Einsatz im Vergleich zu bestehenden Alternativen zu demonstrieren. Aufgrund dieser Zielsetzungen werden hier nur Betriebsaufwendungen erfaßt, die direkt dem Betrieb des Forschungsschiffes zurechenbar sind. Außer Betracht bleiben sowohl die Abschreibungen auf die Anlagekosten als auch die Verzinsung des eingesetzten Kapitals und die Kosten für Forschungs- und Entwicklungsaufgaben während der Nutzdauer. Die für den Betrieb wesentlichen Kostenarten sind nachfolgend stichwortartig zusammengefaßt.

- Aufwendungen für Personal:

In dieser Position sind alle Kosten, die im Zusammenhang mit der Schiffsbesatzung angefallen sind, wie Heuern, Personalnebenkosten, Vergütungen an Fremdpersonal und die Inanspruchnahme einer Reedereihilfe, erfaßt.

- Aufwendungen für den Energie- und Stoffverbrauch:

Diese Position beinhaltet sämtliche Kosten für den nuklearen Brennstoff, Kosten für Chemikalien und Hilfsstoffe, Kosten für Treibstoffe für die konventionelle Hilfsanlage sowie die Hafenkosten.

- Aufwendungen für Instandhaltung, Reparatur, andere Aufwendungen und Versicherung:

Hierunter werden die Kosten für Arbeiten an der Maschinenanlage und am Schiffskörper sowie für die notwendigen Klasse- und Grundüberholungsarbeiten zusammengefaßt. Neben diesen kontinuierlich anfallenden Kosten sind hier auch die Kosten für Fremdleistungen und Material für das Auswechseln der Brennelemente nach Ablauf eines Betriebszyklus des Reaktors und Leistungen für Wiederholungsprüfungen erfaßt. In dem Posten "andere Sachauf-

wendungen" sind Aufwendungen für sicherheitstechnische Überwachungen, Mieten für Navigationsanlagen, Seefunkgebühren sowie Proviant und Materialeinsatz zur Verpflegung der Besatzung enthalten. Die "Versicherungen" beinhalten Prämien für die Kaskoversicherung gegen Verlust und Teilschäden, die nukleare Haftpflichtversicherung gegen Schadensersatzansprüche als Folge von Störfällen und die Protecting and Indemnity-Versicherung, die Ersatzansprüche aus Vertragsverletzungen des Reeders abdeckt.

- Aufwendungen für innerbetriebliche Leistungen:

Im wesentlichen sind hier die Kosten für die Schiffsinspektion enthalten.

Die Höhe der genannten Aufwendungen in den einzelnen Betriebsjahren ist der Tabelle 30 zu entnehmen.

Tabelle 30: Jährliche Betriebsaufwendungen des NS OTTO HAHN

Jahr	Personal- kosten in Mio. DM	Energie- und Stoff- verbrauch in Mio. DM	Instandhaltung, Reparatur, andere Sachauf- wendungen und Versicherungen in Mio. DM	Inner- betrieb- liche Leistungen in Mio. DM	gesamt in Mio. DM
1968	1,0	0,7	0,7	-	2,4
1969	1,8	1,1	1,4	-	4,3
1970	2,0	1,7	1,2	0,1	5,0
1971	2,7	2,2	1,7	-	6,6
1972	2,8	2,3	2,2	0,1	7,4
1973	3,3	1,2	3,4	0,4	8,3
1974	3,4	4,9	2,6	0,4	11,3
1975	3,6	4,4	2,1	0,6	10,7
1976	4,1	3,0	4,3	1,0	12,4
1977	4,9	3,9	3,0	0,6	12,4
1978	5,1	4,7	2,3	0,5	12,6
1979	3,5	0,5	2,1	0,6	6,7

Die Entwicklung und der Anstieg der einzelnen Kostenarten ist eng mit der Einsatz- und Liegezeit des Schiffes verbunden. Besonders durch die Liegezeit-

ten in der Werft, verursacht durch Umbauten der Reaktoranlage und die Brennelementwechsel, reduzieren sich im entsprechenden Betriebsjahr die Kosten für Energie- und Stoffverbrauch. Die eigentlichen Kosten der Brennelementwechsel (1972/73 und 1975/76) drücken sich dann in deutlich höheren Kosten für Instandhaltung und Reparatur aus. Auch ist zu berücksichtigen, daß durch verschiedene Kostenerfassungsmethoden während der Betriebszeit, z.B. für die nuklearen Brennstoffkosten, ein kontinuierlicher Verlauf und Anstieg nicht gegeben war.

Bis Mitte 1973 war der Kernbrennstoff von der Atomenergiekommission der Vereinigten Staaten von Amerika (USAEC) über die EURATOM-Versorgungsagentur gepachtet mit der Verpflichtung, das Uran nach dem Gebrauch zurückzugeben, wiederaufarbeiten zu lassen und den Wert des Abbrandes von ^{235}U zu ersetzen. Es fielen also Kosten für Uranpacht, Abbrand und Wiederaufarbeitung an. Nach diesem Zeitpunkt wurde der Kernbrennstoff für die weiteren Betriebsjahre käuflich erworben und der Verbrauch in Form von Abschreibungen entsprechend der Handhabung bei Kernkraftwerken aus einem Leistungsanteil und einem Arbeitsanteil kostenmäßig erfaßt.

Die Bereederung ab April 1977 durch die Hapag-Lloyd AG führte in einzelnen Kostenarten ebenso zu Umstellungen im Erfassungssystem, denn von diesem Zeitpunkt an wurde die Besatzung zunehmend von der Hapag-Lloyd gestellt und von ihr über die Einsatzweise verfügt.

Obwohl die letzte Reise des NS OTTO HAHN im Februar 1979 endete, fielen noch Kosten für Personal und Versicherung sowie Sachaufwendungen für das Entladen der Brennelemente und Vorbereitungsarbeiten zur Stilllegung an und werden auch noch in den Folgejahren bis zur endgültigen Demontage zu berücksichtigen sein.

Neben diesen direkten Aufwendungen für den laufenden Betrieb entstanden auch indirekte Kosten, die jedoch erst zu einem späteren Zeitpunkt zu Auszahlungen führen. Hiermit sind in erster Linie die Kosten für die Stilllegung und Demontage angesprochen, für die während der Betriebszeit seit dem Jahr 1975 jährliche Rückstellungen in Höhe von 2 % der Anschaffungskosten gebildet wurden. Für die Demontage der nuklearen Anlage, den Abtransport sowie die Vorkhaltung des Druckbehälters und kontaminierter Anlagenteile werden die Kosten auf 20 Mio. DM veranschlagt. Die Kosten der Wiederaufarbeitung der Brennele-

mente und Endlagerung der radioaktiven Abfälle werden für die kommenden Jahre auf ca. 37 Mio. DM abgeschätzt.

5.3. Erträge

Die Erträge des NS OTTO HAHN basieren hauptsächlich auf Ladungsfahrten als Massengutschiff und in geringem Umfang auf Passagen als Fahrgastschiff. Ladungsfahrten konnten erstmals 1970 durchgeführt werden, da vorher noch keine Genehmigungen zum Anlaufen fremder Häfen vorlagen. Vor dem Hintergrund der von Jahr zu Jahr verschiedenen Anzahl von Forschungs- und Ladungsreisen und den Schwankungen im Frachtenmarkt ist die Entwicklung der Erträge sehr ungleichmäßig verlaufen. Die Einsatzplanung, die durch die vorliegenden Hafenanlaufgenehmigungen, die notwendigen Werftliegezeiten, Umwege für Forschungsreisen bzw. -arbeiten und längere Hafentiegezeiten bei Erstbesuchen in ausländischen Häfen eingeschränkt war, und die beförderten Ladungsmengen bestimmen die Höhe der Seefrachten. In der Tabelle 31 sind die Anzahl der Ladungsreisen, die jährlich beförderte Ladungsmenge und die Erträge des NS OTTO HAHN wiedergegeben.

Tabelle 31: Anzahl der Ladungsreisen, jährlich beförderte Ladungsmenge und Erträge des NS OTTO HAHN

Jahr	Anzahl der Ladungsreisen	beförderte Ladung in t	Erträge in Mio. DM
1969	0	0	0,0
1970	10	95 200	1,3
1971	14	145 700	1,8
1972	10	111 000	0,9
1973	8	86 500	1,6
1974	11	126 800	3,2
1975	6	61 500	1,9
1976	3	24 900	0,5
1977	5	66 100	1,2
1978	6	81 300	1,3
1979	0	0	0,0

6. Stilllegungskonzept

1979 fiel der Stilllegungsbeschluß für das NS OTTO HAHN, und noch im gleichen Jahr wurde der Auftrag für die nukleare Entsorgung an die Firma Noell, Würzburg, erteilt.

Das Ziel der nuklearen Entsorgung ist die Freigabe des Schiffes für eine konventionelle Nutzung oder Verwertung nach Entfernung aller an Bord befindlichen aktivierten oder kontaminierten Teile. Die Durchführung der Stilllegungsmaßnahmen erfolgt im Rahmen der gesetzlichen Bestimmungen und technischen Normen und erfordert die Genehmigung der entsprechenden behördlichen Institutionen.

Die Entsorgung wird voraussichtlich Ende 1981 abgeschlossen sein. Sie wird sich besonders auf die Räume im Kontrollbereich konzentrieren, d.h. auf den Bereich zwischen Spant 74 und 103 mit Serviceraum, Nebenanlagenraum und Reaktorraum. In dieser Reihenfolge erfolgt auch die Entsorgung der einzelnen Räume.

Das Handhabungskonzept sieht vor, daß die Demontearbeiten unter Kontrollbereichsbedingungen durchgeführt werden. Das bedeutet u.a. eine strikte Personenkontrolle zum Kontrollbereich und Ausführung der Demontearbeiten bei geschlossenen Luken. Die mit Flüssigkeiten gefüllten oder teilgefüllten Systeme werden entleert und über das Abwassersystem von Bord an Land gegeben. Beim Abbau und der Zerlegung kontaminierter Anlagenteile werden nur solche Trennverfahren angewendet, die eine möglichst geringe Kontaminationsausbreitung und den Anfall nur geringer Sekundärabfallmengen gewährleisten. Kontaminierte Teile oder Teile, die auch nach Dekontaminierungsmaßnahmen noch oberhalb der Freigrenze bleiben, werden in spezielle Container, Kleinteile und Sekundärabfälle in Standardfässer verpackt. Container und Fässer werden bis zum Abtransport nach Geesthacht an Bord gesammelt.

Die einzelnen Räume des Kontrollbereiches werden schrittweise geräumt, wobei alle begrenzenden Flächen der Räume unterhalb der Freigrenze liegen müssen. Während der Entsorgung wird ein ausreichender Strahlenschutz im Rahmen der bestehenden Vorschriften sichergestellt. Die Strahlenschutzmaßnahmen werden dabei von der Fa. Noell und der GKSS gemeinsam wahrgenommen, allerdings mit einer Aufgliederung der Kompetenzen.

Der Reaktordruckbehälter mit Schildtank werden als Einheit mit Hilfe eines Schwimmkrans ausgebaut und als Sondertransport auf dem Wasser- und Landweg in das GKSS-Forschungszentrum gebracht. Dieser Schwertransport ist genehmigungspflichtig und erfolgt unter Einhaltung der radiologischen Grenzen. Der Transport der Spezialcontainer und Fässer erfolgt auf dem Landweg. Sie werden zusammen mit dem Druckgefäß und Schildtank zu Nachuntersuchungen vorgehalten. Zu diesem Zweck wurde auf dem Gelände der GKSS eine Halle für Komponentennachuntersuchungen (HAKONA) errichtet. Damit bietet sich die Möglichkeit, interessierende Komponenten im Rahmen eines Nachuntersuchungsprogrammes nach verschiedenen Gesichtspunkten und Fragestellungen zu untersuchen, wobei zerstörungsfreie wie zerstörende Prüfverfahren angewendet werden können. Das Nachuntersuchungsprogramm OTTO HAHN wurde gemeinsam mit der Industrie, mit Gutachtern, Hochschulen und anderen einschlägigen Institutionen erarbeitet und ist inzwischen vom RSK-Unterausschuß Sicherheitsforschung bewertet worden.

7. Schlußbetrachtung

Während seines 10 1/2jährigen Betriebes konnte das NS OTTO HAHN als Prototyp neben anderen Aufgaben wichtige Erkenntnisse bezüglich des Betriebsverhaltens und der Verfügbarkeit für die zukünftige Entwicklung kernenergiegetriebener Handelsschiffe erbringen.

Anfang 1979 wurde das NS OTTO HAHN außer Betrieb genommen, die nukleare Entsorgung des Schiffes hat begonnen. Hierbei werden Erkenntnisse erwartet, die auch für die Stilllegung von Landanlagen von Bedeutung sein können.

Die weitere Entwicklung von Kernenergieschiffen in der Bundesrepublik Deutschland wird u.a. davon abhängen, wann nach der erfolgreichen Versuchsphase mit dem NS OTTO HAHN eine Demonstrationsphase realisiert werden kann. Sie stellt den Übergang von einer als Prototypanlage konzipierten Versuchsanlage zu einem ausschließlich nach wirtschaftlichen Gesichtspunkten einzusetzenden Kernenergieschiffes dar. Die technische Entwicklung und Erprobung des Kernenergieantriebes für Handelsschiffe ist durch den Bau und Betrieb des NS OTTO HAHN soweit fortgeschritten, daß eine größere Demonstrationsanlage gebaut werden könnte und eine industrielle Nutzung unmittelbar möglich wäre. Der wirtschaftlichen Nutzung eines Kernenergieschiffes stehen gegenwärtig jedoch noch die - im Vergleich zu konventionellen Schiffen - hohen Investitionskosten entgegen. Die sich verschärfende Energiesituation könnte aber hier entscheidend die wirtschaftlichen Randbedingungen zugunsten von Kernenergieschiffen ändern.

Die Einführung des Kernenergieantriebs in die Handelsschiffahrt ist nicht nur ein technologisches und wirtschaftliches Problem, sie erfordert wegen des internationalen Charakters der Schiffahrt auch die Zusammenarbeit mit anderen Nationen und internationale Vereinbarungen. Die GKSS und zuständige deutsche Stellen standen und stehen daher in engem Kontakt mit staatlichen und industriellen Organisationen einer Reihe von Staaten, die ein Interesse am nuklearen Schiffsantrieb bekundet haben.

Besonders auf dem Gebiet der Entwicklung internationaler Sicherheitsstandards hat die GKSS erfolgreich mitgearbeitet. Ein Sicherheitscode für Kernenergie-Handelsschiffe der IMCO steht kurz vor der Verabschiedung, und eine Richtli-

nienempfehlung für den Hafenanlauf wurde von dem gemeinsamen Komitee der IMCO und IAEA verabschiedet.

Die Kenntnisse und Erfahrungen, die aus dem Bau und Betrieb des NS OTTO HAHN gewonnen wurden, sowie die sich ständig weiterentwickelnden Erfahrungen beim Bau und Betrieb von Leichtwasserreaktoren für stationäre Kraftwerke ermöglichen es heute der Reaktor- und Schiffbauindustrie in der Bundesrepublik Deutschland, Schiffe mit Kernenergieantrieb zu bauen, wenn die Wirtschaftlichkeit aufgrund der Energiekostenentwicklung gegeben ist oder andere Überlegungen dafür sprechen.

Für den Prozeß der Bewußtseinsbildung in der Öffentlichkeit leistete das NS OTTO HAHN für alle zukünftigen Kernenergieschiffe Pionierarbeit. Es hat der deutschen Industrie einen Know-how-Vorsprung geschaffen, der nicht verloren gehen sollte.

8. Literatur

Über das NS OTTO HAHN selbst sowie über die dieses Schiff und/oder seine Komponenten betreffenden Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sind die im Folgenden aufgelisteten Veröffentlichungen erschienen. Die Erprobungsberichte sind chronologisch geordnet, alle übrigen Publikationen alphabetisch nach den Namen ihrer Verfasser bzw. Herausgeber¹⁾).

8.1. Erprobungsberichte

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 1 über die Meßfahrt in der Ostsee am 24. April 1968.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 2 über die Meßfahrten in der Ostsee am 12. Oktober 1968 und vom 16. bis 18. Oktober 1968.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 3 über die Meßfahrten in der Ostsee vom 15. bis 18. November 1968 und am 19. November 1968.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 4 über die Abnahmefahrt in der Ostsee vom 9. bis 14. Dezember 1968.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 5 über die Gästefahrten Reise 9 bis 20 und Hafenbesuche in der Zeit vom 2. Februar bis zum 6. März 1969.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 6 über die Forschungsfahrt in den Nordatlantik vom 8. bis 21. März 1969 (Reise Nr. 21).

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 7 über die Tropenfahrt in den Golf von Guinea vom 14.4. bis 12.5.1969 (Reise Nr. 22).

¹⁾ Die Reportnummer ist - soweit vorhanden - jeweils am Schluß einer Zitierung genannt. Bei Sekundärveröffentlichungen, z.B. bei Sonderdrucken aus Fachzeitschriften, steht die Reportnummer in Klammern. Aus den ersten beiden Ziffern der GKSS-Berichtsnummer geht das Erscheinungsjahr hervor. Der Verlagsort aller GKSS-Berichte ist bis 1973 Hamburg und Geesthacht, ab 1974 Geesthacht. Bei allen anderen Reports sind Verlagsort und Erscheinungsjahr angegeben.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 8, Kurzreisen Nr. 23 bis 27 (14.5. bis 30.6.1969) und Nr. 29 (26./27.6.1969). "Grönland"-Fahrt (Reise Nr. 28) vom 14.6. bis 25.6.1969, Nordland-Fahrt (Reise Nr. 30) vom 30.6. bis 14.7.1969.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 9, Werftliegezeit in Bremerhaven, 15.7. bis 8.10.1969, Kurzreisen Nr. 31 vom 14. bis 15.7.1969 und Nr. 32 vom 17. bis 18.9.1969 (Filtertestfahrt).

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 10, Azoren-Fahrt (Reise Nr. 33) vom 9.10. bis 18.10.1969, Antillen-Fahrt (Reise Nr. 36) vom 22.10. bis 19.11.1969, Kurzreisen Nr. 34 und Nr. 35 am 21. und 22.10.1969.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 11, Kanarenfahrt (Reise Nr. 37) vom 2. bis 19.12.1969, Nordsee- und Kanalfahrt (Reise Nr. 38) vom 15. bis 23.1.1970, II. Azorenfahrt (Reise Nr. 39) vom 26.1. bis 6.2.1970. GKSS 70/26.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 12, Erste Ladungsfahrten (Reisen Nr. 40 und Nr. 41) vom 16.2. bis 4.3.1970 und vom 7. bis 19.3.1970 nach Safi (Marokko), Untersuchungsergebnisse der Reisen Nr. 37 und Nr. 39. GKSS 70/43.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 13 über die Persien-Fahrt (Reise Nr. 42) vom 26. März bis 9. Juni 1970. GKSS 70/66.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 14 über die Reise Nr. 43 - Überführung nach Bremerhaven (12. bis 13.6.1970), Werftliegezeit in Bremerhaven (16.6. bis 20.7.1970), Reise Nr. 44 - Filtertestfahrt (20. bis 21.7.1970), Reise Nr. 45 - Frachtfahrt nach Casablanca (21.7. bis 10.8.1970), Reise Nr. 46 - Frachtfahrt nach Casablanca (13. bis 29.8.1970). GKSS 70/67.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 15, Ladungs- und Forschungsfahrten (Reisen Nr. 47 - 51) in der Zeit vom 31.8. bis 16.12.1970 nach Dakar, Lome-Kpeme und Casablanca. GKSS 71/E/6.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 16, Werftliegezeit in Hamburg (18.12.1970 bis 9.2.1971), Ladungs- und Forschungsfahrten (Reisen Nr. 52 - 57) in der Zeit vom 9.2. bis 1.6.1971 nach Tunis - Sfax, Sfax, Casablanca und in die Nordsee (Filtertestfahrt). GKSS 71/E/12.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 17, Ladungs- und Forschungsfahrten (Reisen Nr. 58 - 64) in der Zeit vom 5.6. bis 11.10.1971 nach Buenos Aires, Bahia Blanca, Rotterdam, Nouadhibou, Sfax und Casablanca. GKSS 72/E/3.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 18, Ladungs- und Forschungsfahrten (Reisen Nr. 65 - 70) in der Zeit vom 12.10.1971 bis 20.2.1972 nach Sfax, Safi und Casablanca, Werftliegezeit vom 11.1. bis 3.2.1972. GKSS 72/E/11.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 19, Ladungs- und Forschungsfahrten (Reisen Nr. 71 - 75) in der Zeit vom 21.2. bis 8.5.1972 nach Casablanca, Vortest zum Brennelementwechsel in Hamburg vom 6.4. bis 14.4.1972. GKSS 72/E/20.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 20, Ladungs- und Forschungsfahrten (Reisen Nr. 76 - 79) in der Zeit vom 15. Mai bis 4. September 1972 nach Rio de Janeiro, Casablanca und Monrovia. GKSS 72/E/29.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 21, Brennelementwechsel und Wiederanfahren in der Zeit vom 4. September 1972 bis zum 3. April 1973, Reise Nr. 80 (Probefahrt) vom 5. bis 14. April 1973. GKSS 73/E/23.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 22 für die Zeit vom 14.4. bis 24.8.1973. GKSS 74/E/2.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 23 für die Zeit vom 28.8.1973 bis 8.4.1974. GKSS 74/E/29.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 24 für die Zeit vom 11.4.1974 bis 28.1.1975. GKSS 75/E/12.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 25 für die Zeit vom 23.1. bis 19.12.1975. GKSS 76/E/32.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 26, Brennelementwechsel 1976 und Anfahrprobefahrt. GKSS 77/E/11.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 27 für die Zeit vom 25.8.1976 bis 5.8.1977. GKSS 77/E/44.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 28 für die Zeit vom 5.8.1977 bis 13.4.1978. GKSS 79/E/25.

NS OTTO HAHN - Erprobungsbericht Nr. 29 für die Zeit vom 13.4.1978 bis 17.2.1979, Entladen der Brennelemente und Abtransport vom 17.2.1979 bis 22.11.1979. GKSS 81/E/21.

8.2. GKSS-Berichte

Ablett, M.; Baumgart, R.; Bössow, E.; Böttcher, G.; Eck, I.; Gülzow, D.; Wrobel, H.; Gützlaff, U.; Kolb, M.; Krull, W.; Martens, P.; Robinson, E.; Schwieger, E.; Wrobel, E.: Das Nulleistungsexperiment mit dem 2. Kern der "OTTO HAHN" (FDR-II-0). GKSS 72/E/28.

Ahlf, J.; Greim, L.; Knoth, J.; Kolb, M.; Schwenke, H.: Test Fuel Elements Containing Solid Burnable Poison for Burnup Investigations. GKSS 72/E/21.

Andree, O.-H.; Frieling, F.; Henning, K.-D.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 13, Dosisleistungs- und Aktivitätsmessungen während der 107. Frachtreise nach Durban in der Zeit vom 13.8. bis 12.10.1975. GKSS 76/E/15.

Andree, O.H.; Henning, K.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 12, Dosisleistungs- und Aktivitätsmessungen während der Tropenfahrt vom 14. April bis 12. Mai 1969. GKSS 70/16.

Anuschewski, P.; Lahann, H.-J.; Mertins, H.: Das thermische und mechanische Langzeitverhalten des maximal belasteten Brennstabs im FDR-2 bei Berücksichtigung der Spaltgasfreisetzung nach dem Diffusionsmodell. GKSS 80/E/10.

Böttcher, G.; Brodale, U.; Göhr, L.; Kolb, M.; Puch, B.; Ramus, A.; Robinson, E.; Schnegelsberg, W.; Schumacher, W.; Schwieger, E.; Völtzer, G.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 30, Anfahren und erste Betriebszeit des Reaktors der N.S. "OTTO HAHN" mit dem 2. Kern. GKSS 73/E/21.

Böttcher, G.; Petersen, P.; Ramus, A.; Robinson, E.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 8, A Minicomputer System for Plant Monitoring on the NS OTTO HAHN. GKSS 74/E/34.

Böttcher, G.; Robinson, E.: Die Messung von Amplitudenverteilungen mit der Datenerfassungsanlage ERA an Bord der OTTO HAHN. GKSS 70/E/60.

Böttcher, G.; Robinson, E.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 7, Die Bestimmung der relativen Neutronenempfindlichkeiten von Vanadium-SPN-Detektoren im FDR durch Rauschanalyse. GKSS 74/E/32.

Böttcher, G.; Robinson, E.; Schwieger, E.: Digitalisierung von Meßwerten mit der Datenerfassungsanlage ERA an Bord der OTTO HAHN. GKSS 70/56.

Boie, H.; Holz, B.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 16, Dampffeuchte- und Entwässerungsmengenmessung im ND-Turbinenbereich. GKSS 73/E/16.

Boie, H.; Holz, B.: Schäden und deren Reparaturen an der Hauptturbine der NS OTTO HAHN. GKSS 78/E/5.

Brix, J.; Voigt, P.: Manövrier- und Kursstetigkeitsversuche auf drei verschiedenen Tiefgängen und Stoppmanöver mit dem NS OTTO HAHN. GKSS 80/E/52.

Bünemann, D.; Müller, A.: Burnable Poison Management in Light Water Reactor Lattices. GKSS 70/E/48.

David, B.: Messung der Übertragungsfunktion Reaktivität zu Neutronenfluß durch binäre Stabansteuerung als Beitrag zur Systemidentifikation des FDR-2 der OTTO HAHN. GKSS 75/E/16.

David, B.; Kolb, M.; Robinson, E.; Schwieger, E.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 6, Messungen zur Dynamik während der Anfahrexperimente des OTTO HAHN-Reaktors mit dem 2. Kern. GKSS 74/E/23.

Dien, R.: Berechnung des statischen Naturumlaufes für den FDR-Reaktor. GKSS 70/35.

Dien, R.: DAUS - Dampferzeugerauslegung. 1966.

Dien, R.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 1, Schwingungsmessungen an den Primärwasserpumpen in Kiel vom 12. - 14.9.68. GKSS 70/14.

Dien, R.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 2, Schwingungsmessungen an der Welle. Vergleich der beiden Propeller und Crash-stop-Manöver für die Probefahrten vom 15. - 17.11.1968 und vom 9. - 14.12.1968. GKSS 70/70.

Dien, R.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 3, Die Berechnung der erzwungenen Wellenschwingungen am Beispiel der OTTO HAHN. Vergleich von Messung und Rechnung. GKSS 70/15.

Dien, R.: Programmbeschreibung PROPE: Propellererregte Schwingungen in Schiffsanlagen. 1969.

Dietrich, R.: Untersuchung zur Beurteilung eines Flugzugabsturzes auf die Seitenwand eines nuklearen Containerschiffes. GKSS 75/E/13.

Domann, H.; Frisius, F.; Lahann, H.-J.; Wille, P.: Messung und Berechnung von Gammaskpektren in einem abgewinkelten Betondurchbruch. 1969.

Enginol, T.B.: Theoretische Methoden zur Berechnung von Reaktorabschirmungen. 1968.

Fiebig, R.: DRUCK - Ein Programm zur Berechnung des dynamischen Verhaltens von Reaktoren vom FDR-Typ. GKSS 73/E/11.

Fiebig, R.: DRUCK - Ein Programm zur Berechnung des dynamischen Verhaltens von Reaktoren vom FDR-Typ. GKSS 75/E/27.

Fiebig, R.: Hilfsprogramme zum Dynamikprogramm DRUCK. GKSS 75/E/15.

Fiebig, R.: RESTRAB, ein Programm zur Berechnung von Reaktorabschirmungen. 1967.

Fiebig, R.; Kolb, M.; Schwieger, E.: Experimentelle und theoretische Untersuchungen im Zeitbereich zur Dynamik des Reaktors des NS OTTO HAHN mit dem 2. Kern. GKSS 80/E/30.

Fiebig, R.; Krüger, A.: KINE - Ein eindimensionales Dynamikprogramm für Druckwasserreaktoren mit partiellem Sieden im Core. GKSS 79/E/30.

Fiebig, R.; Krüger, A.: Das Zeit- und Leistungsverhalten von Leistungs- und Temperaturformfaktoren in Reaktoren vom FDR-Typ. GKSS 79/E/29.

Fröhner, K.R.; Manthey, H.J.: Zeitplan für das Experiment "Versuchseinsätze in den Ecken des 2. Kerns des FDR" (Stand 1.7.1970). GKSS 70/33.

Fulfs, H.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 29, Naturumlaufversuch am FDR-1 der "OTTO HAHN". GKSS 72/E/33.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Betriebserfahrungen mit dem Kernenergie-Forschungsschiff "OTTO HAHN". 1970.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Kernenergie-Forschungsschiff "OTTO HAHN" - Jahresbericht 1968. GKSS 70/18.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): "Otto Hahn". Jahresbericht 1965. o.J.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Kernenergie-Forschungsschiff "Otto Hahn". Jahresbericht 1966. o.J.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Port Entry for the Nuclear Research Ship "Otto Hahn". 1968.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): The Reactor Plant of Research Ship of Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. o.J.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Symposium on Nuclear Ships on May 31, 1972, in Rio de Janeiro, at the occasion of the first call of N.S. "OTTO HAHN" at the port of Rio de Janeiro. GKSS 72/E/17.

Henning, K.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 28, Strahlenschutzverfahren beim Betrieb des Kernenergie-Handelsschiffes "OTTO HAHN". GKSS 72/E/10.

Herrmann, R.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 19, Ergebnisse einer Umweltuntersuchung an Bord während der Reise Nr. 37 vom 2. bis 19. Dezember 1969. GKSS 72/E/25.

Hoffmann, L.; Jassmann, B.; Voigt, P.; Wurst, G.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 20, Untersuchungen von propellererregten Schwingungen auf der N.S. "OTTO HAHN". GKSS 73/E/14.

Kläke, R.-D.: Temperaturmessungen an Dampferzeuger-Rohrplatten des Fortschrittlichen Druckwasserreaktors FDR auf dem NS OTTO HAHN. GKSS 80/E/21.

Kläke, R.-D.; Kracht, H.: Untersuchungen am nuklearen Dampferzeuger des NS OTTO HAHN. GKSS 79/E/20.

Kolb, M.: Die Instrumentierung zweier Brennelemente im FDR der "OTTO HAHN". GKSS 68/P12.

Krüger, A.: GENDY-NCS 80 - Ein ortsunabhängiges Dynamikprogramm zur Berechnung des NCS-80-Primärkreises. GKSS 76/E/58.

Krüger, A.: Untersuchungen zur Dynamik des NCS 80. GKSS 78/E/7.

Krüger, A.; Müller, A.: Das Multigruppen-Neutronentransport-Abbrandprogramm NEUTRA. GKSS 72/E/15.

Lettnin, H.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 14, Propelleruntersuchung. GKSS 70/21.

Lohse, H.; Müller, A.: Untersuchungen über die technischen und wirtschaftlichen Vor- und Nachteile des "Giftseelen"-Brennstabkonzeptes anhand einer Grobauslegung eines Referenzcores auf der Basis des EFDR-50. GKSS 76/E/33.

Lührs, G.; Finken, H.; Böddeker, K.W.: Meerwasserentsalzung durch Umgekehrte Osmose an Bord des NS OTTO HAHN. GKSS 79/E/44.

Manthey, H.-J.: Der 2. Kern der NS OTTO HAHN. GKSS 74/E/22.

Manthey, H.-J.; Kracht, H.: Der 2. Reaktorkern des NS OTTO HAHN - Auslegung Betriebserfahrungen, Weiterentwicklungen. GKSS 79/E/36.

Manthey, H.-J.; Schafstall, H.-G.; Scharge, J.: Experiences during the exchange of fuel elements of the NS OTTO HAHN. GKSS 77/E/2.

Mertins, H.; Pfuff, M.: Die Spaltgasfreisetzung in Brennstäben nach dem Diffusionsmodell bei zeitlich veränderlichen Erzeugungsraten und Diffusionskoeffizienten. GKSS 80/E/3.

Milferstädt, D.; Schmelzer, F.; Schmitt, F.J.: Untersuchungen an Dampferzeugerrohrproben aus Inconel 600 nach Langzeitbeanspruchung im FDR. GKSS 73/E/10.

Motamedi, K.: Messung des Mikroabbrandes der festen Neutronenabsorber Bor und Kadmium. GKSS 73/E/8.

Müllauer, J.; Schmelzer, F.; Schmitt, F.J.; Spalthoff, W.: Bestrahlungsversuche an Brennstäben mit Giftseele. GKSS 75/E/3.

Ottersbach, J.: Erprobung einer neuartigen Höhenstandsmeßeinrichtung für Reaktor-Druckbehälter. GKSS 71/E/8.

Petersen, P.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 5, Mängel an der Niveaumessung im Druckbehälter und deren Beseitigung. GKSS 70/65.

Schafstall, H.-G.: Stand und Zukunft des nuklearen Schiffsantriebes. GKSS 76/E/52.

Schnier, C.: Untersuchungen zur Optimierung von Reaktorabschirmungen. 1970.

Schröder, E.; Ulken, D.: Nuclear Ship Propulsion in the Federal Republic of Germany. GKSS 74/E/21.

Schwieger, E.: Einsatz eines Datenerfassungssystems mit Tischrechner an Bord des NS OTTO HAHN. GKSS 79/E/35.

Schwieger, E.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 21, Digitale Reaktivitätsmessungen nach der Stabfahrmethode an Bord der NS "OTTO HAHN". GKSS 71/E/16.

Schwieger, E.: Stabfahrexperimente am Reaktorkern der N.S. "OTTO HAHN". GKSS 70/20.

Tornier, W.: Berechnung der Feuchteverteilung und der Nässeverluste in Turbinenstufen, die im Naßdampfgebiet arbeiten - Von der Fakultät für Maschinenwesen der Universität Hannover als Dissertation angenommene Arbeit. (GKSS 80/E/51).

Weber, A.: Experimentelle Analyse der Dynamik des FDR der NS OTTO HAHN mit Hilfe pseudostochastisch bewegter Steuerstäbe. GKSS 74/E/30.

Wietstock, P.: Bestimmung der Durchsätze und Druckverluste im Primärkreis des FDR aus Differenzdruckmessungen an den Primärumwälzpumpen. GKSS 70/64.

Wilhelm, H.: Inspektion der Brennelemente des 2. Kerns des NS OTTO HAHN nach dem 1. Zyklus. GKSS 76/E/53.

Witte, G.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 4, Das Schwingungsverhalten des Stützgerüsts des 2. Cores. GKSS 74/E/15.

Woisin, G.: Bericht über Kollisionsschutzversuche. GKSS 76/E/9.

Woisin, G.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 10, Überströmversuche mit einem Querflutkanal. GKSS 70/51.

Woisin, G.: NS OTTO HAHN - Forschungsbericht Nr. 15, Messungen und Schadensanalyse betreffend den Mittelkeil im Reaktorbereich. GKSS 70/17.

8.3. Reports anderer Institutionen

Avery, A.F.; Bendall, D.E.; Butler, J.; Spinney, K.T.: Methods of Calculation for Use in the Design of Shields for Power Reactors. AERE-R 3216. Harwell 1960.

Ball, R.M.; Batch, M.L.: Measurement of noise in three pressurized-water reactors. In: Uhrig, R.E. (Ed.): Noise Analysis in Nuclear Systems. Pro-

ceedings of a symposium held at the University of Florida, Nov. 4 - 6, 1963. TID 7679. pp. 387 - 403.

David, B.; Kolb, M.; Robinson, E.; Schwieger, E.: Messungen zur Dynamik während der Anfahrexperimente des "OTTO-HAHN"-Reaktors mit dem 2. Kern. In: Schultheiss, G.F. (Hrsg.): Stand und Erfordernisse der Vorhersage physikalischer Kenngrößen für thermische und schnelle Leistungsreaktoren, 2. Themenkreis: Reaktordynamik (Zusammenstellung der Vorträge von der KTG-Fachtagung vom 29. - 31.1.1974). KFK 1931. Karlsruhe 1974. S. 119 - 126.

Einsinger, F.; Köhler, W.: Untersuchungen über das Verhalten von Dampfblasen in einer unterkühlten Strömung - Systemdruck 28 bar -. MAN-Bericht 43.10.02. Nürnberg 1971.

Elbel, A.: Erläuterungen zur Anwendung des Rechenprogramms SATURN-L. KfK-Ext. 6/74-6. Karlsruhe 1974.

Europäische Atomgemeinschaft - EURATOM; Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. - GKSS (Hrsg.): Kernenergie-Forschungsschiff "OTTO HAHN", Jahresbericht 1966. EUR 3745 d. Brüssel 1968.

Hattendorf, H.G.; Espenhain, H.: Versuche zur Bestimmung der hydrodynamischen Zusatzmasse bei Kollisionsvorgängen, 1967 und 1970. HSVA-Berichte F 41/67 und F 17/69. Hamburg 1967. 1970.

Hein, D.; Köhler, W.: Der Einfluß von Drallerzeugern auf die kritische Heizflächenbelastung. MAN-Bericht 43.02.09. Nürnberg o.J.

Hein, D.; Köhler, W.: Messungen zum Siedebeginn in hochbelasteten Kanälen. MAN-Bericht 43.02.05. Nürnberg 1970.

Hein, D.; Köhler, W.: Untersuchungen über das Verhalten von Dampfblasen in einer unterkühlten Strömung - Systemdruck 3 bar -. MAN-Bericht 43.02.06. Nürnberg 1970.

Henning, K.: Radiation protection experience in operation of the nuclear-powered commercial ship "Otto Hahn". In: Koelzer, W. (Hrsg.): Strahlenschutz am Arbeitsplatz. KFK 1638. Karlsruhe 1972. S. 33 - 42.

Heshuysen, W.F.: Heat transfer experiments with water at reactor conditions in cross flow through a tube bank at high Reynold's Numbers. RNC-74. 1974.

Höld, A.: Schlingerstandsversuche. AEG - 529. Berlin, Frankfurt /Main 1966.

Institut für Schiffsbetriebsforschung, Flensburg: Arbeitswissenschaftliche Untersuchungen zum Betrieb von NS 'OTTO HAHN'. Technischer Bericht Nr. 687/78. 1979.

Kirchhoff, W.: Schutzvorrichtung gegen Strahlenschäden auf Schiffen mit Kernenergieantrieb. EUR 255.d. Brüssel 1963.

Kolb, M.: Experiences with W3Re/W25Re thermocouples in fuel pins of NS OTTO HAHN'S two cores. EUR 5395. Luxemburg 1975. S. 509 - 532. (GKSS 76/E/13).

Kommission der Europäischen Gemeinschaften - KEG; Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. - GKSS (Hrsg.): Kernenergie-Forschungsschiff "OTTO HAHN", Jahresbericht 1968. EUR 4487 d. Luxemburg 1970.

M.A.N. Maschinenfabrik Augsburg-Nürnberg AG: Hydrodynamische Untersuchungen an Prototypenelementen des 2. Kernes für den FDR. MAN-Bericht 43.10.01. Nürnberg o.J.

Ulken, D.: Probleme des Kernenergie-Schiffbetriebes. EUR 1872.d. Hamburg 1963.

Ulken, D.: Schlingerstand zur Prüfung von Bauelementen für Schiffsreaktoren. EUR 375.d. Hamburg 1963.

Wiebe, W.: Die schiffbaulichen und betrieblichen Probleme des Reaktorschiffes. Schriftenreihe des Seeverkehrsbeirates Nr. 21 (1965).

8.4. Veröffentlichungen in Fachzeitschriften und Jahrbüchern

Ahlf, J.; Anders, D.; Greim, L.; Knoth, J.; Kolb, M.; Mittelstaedt, B.; Müller, A.; Schwenke, H.: Experimentelle und theoretische Abbranduntersu-

chungen an Modellanordnungen mit festen abbrennbaren Giften. Atomkernenerg. 25 (1975) S. 91 - 97.

Ahlf, J.; Kolb, M.; Krüger, A.; Lobmeyr, M.; Müller, A.: Untersuchungen zum Abbrandverhalten Cd-haltiger Giftstäbe. Atomkernenerg. 19 (1972) S. 101 - 106.

Ahlf, J.; Reymann, A.; Eichhorn, O.; Gärtner, M.: Design of an Irradiation Device for the Determination of the In-Pile Creep Behaviour of Zircaloy Cladding Tubes under Internal and External Overpressure, in FRG-2. J. Nucl. Mat. 65 (1977) pp. 302 - 306.

Anderko, K.; Jung-König, W.; Richter, H.; Schleicher, H.-W.; Zwicker, U.: Beitrag zur Entwicklung korrosionsbeständiger Zirkoniumlegierungen mit hoher Festigkeit für den Reaktorbau. Z. Metallkunde 53 (1962) S. 503 - 512.

Bagge, E.; Scholvin, J. (Hrsg.): Kernenergie für Handelsschiffe. 3. Jb. der Studiengesell. zur Förd. der Kernenergieleverwertung in Schiffbau und Schifffahrt e.V. München (1964).

Betriebsergebnisse des Kernenergieschiffes 'Otto Hahn' 1971. Atomwirtsch., Atomtech. 17 (1972) S. 499 - 500.

Betriebsergebnisse des Kernenergieschiffes 'Otto Hahn' 1972. Atomwirtsch., Atomtech. 18 (1973) S. 465 - 467.

Betriebsergebnisse des Kernenergieschiffes 'Otto Hahn' 1973. Atomwirtsch., Atomtech. 19 (1974) S. 558 - 559.

Betriebsergebnisse des Kernenergieschiffes 'Otto Hahn' 1974. Atomwirtsch., Atomtech. 20 (1975) S. 581 - 582.

Betriebsergebnisse des Kernenergieschiffes 'Otto Hahn' 1975. Atomwirtsch., Atomtech. 21 (1976) S. 434 - 435.

Bianchi, H.: Freie Fahrt für Handelsschiffe mit Kernenergieantrieb. Hansa Zeitschrift für Schifffahrt - Schiffbau - Hafen 107 (1970) S. 497 - 501.

Bianchi, H.: Warum nicht mehr Kernenergie-Antrieb in der Handelsschifffahrt. Jb. d. Schifffahrtswesens 10. Folge, Darmstadt (1971) S. 61 - 68.

Böddeker, K.W.: Frischwassergewinnung durch Umgekehrte Osmose. Versuchsanlage auf der "Otto Hahn". Hansa 114 (1977) S. 553 - 554. (GKSS 77/E/32).

Böddeker, K.W.; Hilgendorff, W.; Kaschemekat, J.: Reverse Osmosis Sea Water Test Facility on Board NS OTTO HAHN. Desalination 18 (1976) pp. 307 - 313. (GKSS 77/E/17).

Boie, H.: Untersuchung der Einzeleinflüsse auf die Auslegungsparameter beim Naßdampfprozeß. Kerntech. 9 (1967) S. 361 - 366.

Brodale, U.; Kolb, M.; Robinson, E.; Schwieger, E.; Völtzer, G.: Die Inbetriebnahme des FDR mit dem 2. Kern. Atomkernenerg. 22 (1973) S. 165 - 168. (GKSS 74/E/18).

Bünemann, D.; Hedemann, H.J.: Entwicklungsprogramm für das Projekt einer wirtschaftlichen Schiffsreaktoranlage mit einem Druckwasserreaktor integrierter Bauart. Kerntech. 9 (1967) S. 367 - 371.

Bünemann, D.; Henssen, H.; Kolb, M.; Müller, E.; Rossbach, W.: Core Design of the Reactor for the Nuclear Ship OTTO HAHN. Advanc. Nucl. Sci. Technol. 6 (1972) pp. 1 - 44.

Bünemann, D.; Justin, J.; Sievers, H.: Analyse der Nullenergieexperimente mit dem 2. Core der "OTTO HAHN". Atomkernenerg. 22 (1973) S. 155 - 158. (GKSS 74/E/19).

Bünemann, D.; Müller, A.; Penndorf, K.: Burnable Poison Management for High Burnup Reactivity Compensation. Transactions ANS 31 (1979) pp. 230 - 233.

Bundesministerium des Innern, Bonn: Kernenergieforschungsschiff NS Otto Hahn - Betrieb bis zum Jahre 1982. Empfehlung der Reaktor-Sicherheitskommission auf ihrer 127. Sitzung am 19. Oktober 1977. Bundesanzeiger 30 (1978) S. 1 - 2.

Deutsches Atomforum, Ausschuß für Betriebserfahrungen: Betriebsergebnisse der N.S. 'Otto Hahn' 1978. Atomwirtsch., Atomtech. 24 (1979) S. 489 - 490.

Dien, R.: Die Berechnung von propellererregten Dreh- und Längsschwingungen. Schiff und Hafen 21 (1969) S. 868 - 877.

Dien, R.: Integrierte Dampferzeuger in Druckwasserreaktoren. Kerntech. 9 (1967) S. 354 - 360.

Dietrich, R.: Structural analysis of aircraft impact on a nuclear powered ship. Nucl. Engng. Des. 37 (1976) pp. 333 - 346. (GKSS 76/E/59).

Ehricke, W.; Großmann, G.: Beitrag zur Vorausberechnung von Stoppmanövern großer Schiffe. Hansa 108 (1971) S. 2176 - 2182.

Fiebig, R.: Anticipated transients without scram (ATWS) - calculation for an integrated water reactor. Atomkernenerg. 34 (1979) S. 141 - 142. (GKSS 80/E/5).

Fiebig, R.: Die Berechnung ortsabhängiger Neutronenspektren im Wasser. Eisen-Wasser-Schildanordnungen. Atomkernenerg. 12 (1967) S. 259 - 266.

Fiebig, R.: Der Einfluß der Vernachlässigung von Transienten in der Mehrgruppen-Diffusionsrechnung bei ebenen Abschirmungen. Atomkernenerg. 12 (1967) S. 249 - 258.

Fiebig, R.: Thermohydraulic feedbacks in self-pressurized reactor systems. Atomkernenerg. 29 (1977) S. 183 - 188. (GKSS 77/E/31).

Fiebig, R.: Untersuchungen zur Dynamik und zum Unfallverhalten des Reaktors des Kernenergieschiffes "OTTO HAHN". Atomkernenerg. 20 (1972) S. 263 - 270. (GKSS 72/E/19).

Fiebig, R.: Untersuchungen zur Dynamik des Reaktors des Kernenergieschiffes "OTTO HAHN", II. Teil. Atomkernenerg. 24 (1974) S. 111 - 116. (GKSS 75/E/10).

Fiebig, R.; Frisius, F.: Untersuchungen über das Strahlungsfeld in der Abschirmung des FDR. Atomkernenerg. 13 (1968) S. 361 - 366.

Fiebig, R.; Frisius, F.; Hackbarth, H.; Richter, G.: Untersuchungen über das Strahlungsfeld in der Reaktorabschirmung an Bord der "OTTO HAHN" (2. Teil). Atomkernenerg. 18 (1971) S. 71 - 78. (GKSS 71/E/17).

Fiebig, R.; Frisius, F.; Nicks, R.; Penkuhn, H.; Ponti, C.: Investigations of the Accuracy of Different Shielding Codes in Water-Iron Shields. Nucl. Engng. Design 9 (1968) pp. 281 - 301.

Fiebig, R.; Krüger, A.: Dependence of form factors for power and temperature on time and power level at FDR-type reactors. Atomkernenerg. Kerntech. 35 (1980) S. 255 - 258.

Fiebig, R.; Yamaji, A.: Die Auslegung eines zweifach geknickten Durchbruchs nach der Line-of-sight-Methode. Zur Auslegung einer zusätzlichen Abschirmschicht für eine Bohrung in einer Betonabschirmung. Atomkernenerg. 22 (1973) S. 105 - 115. (GKSS 74/E/10).

Frisius, F.; Kolb, M.; Salander, C.: Das physikalische Forschungsprogramm für die "Otto Hahn". Atomwirtsch., Atomtech. 13 (1968) S. 318 - 320.

Fröhner, K.R.; Krull, W.; Richter, G.: Vorversuche für eine Experimentieranordnung am zweiten Kern des FDR. Atomkernenerg. 13 (1968) S. 367 - 370.

Gesetz zu dem Vertrag vom 27. Mai 1970 zwischen der Bundesrepublik Deutschland und der Republik Liberia über die Benutzung liberianischer Gewässer und Häfen durch das N.S. 'Otto Hahn'. Bundesgesetzblatt Teil 2 Nr. 34 (1971) S. 953 - 962.

Gesetz zu dem Vertrag vom 29. Januar 1971 zwischen der Bundesrepublik Deutschland und der Portugiesischen Republik über die Benutzung portugiesischer Gewässer und Häfen durch N.S. 'Otto Hahn' vom 22. Februar 1972. Bundesgesetzblatt Teil 2 Nr. 7 (1972) S. 57 - 67.

Großmann, G.: Manöverversuche mit der "OTTO HAHN". Hansa 108 (1971) S. 1735 - 1739.

Grundl, J.; Usner, A.: Spectral Comparisons with High Energy Activation Detectors. Nucl. Sci. Engng. 8 (1960) pp. 598 - 607.

- Harde, R.; Schneider, E.; Ulken D.: Handelsschiffe mit Kernenergieantrieb. Atomwirtsch., Atomtech. 18 (1973) S. 349 - 355. (GKSS 73/E/27).
- Hasselmann, K.: A Parametric Wave Prediction Model. J. of Phys. Oceanography 6 (1976) pp. 200 - 228.
- Henning, K.; Kolb, M.; Ruppert, E.; Wiesner, S.: Das Untersuchungsprogramm und die wichtigsten Ergebnisse des Nulleistungsexperimentes mit dem FDR-Kern. Atomkernenerg. 13 (1968) S. 308 - 314.
- Henning, K.; Ruppert, E.; Taufenbach, H.J.; Wiesner, S.: Incore-Neutronenflußdichtemessungen mit kleinen Halbleiterdetektoren. Atomkernenerg. 13 (1968) S. 322 - 326.
- Henning, K.; Salander, C.; Ulken, D.; Wrobel, H.: Eine Anlage für Nulleistungsexperimente an Reaktorkernen mit flüssigen Moderatoren. Kerntech. 9 (1967) S. 350 - 354.
- Hinsch, W.: Abwendung von Schiffszusammenstößen. Hansa 110 (1973) S. 391 - 393. (GKSS 73/E/5).
- Jager, W.; Schröder, E.: Nuclear merchant ships: problems and prospects. The South African Shipping News and Fishing Rev. (1975) pp. 21 - 29. (GKSS 76/E/51).
- Jager, W.; Schröder, E.: Waiting for the Ice to Thaw? Marine Week 2. No. 35 (1975) pp. 12 - 14. (GKSS 76/E/48).
- Jung-König, W.; Richter, H.; Spalthoff, W.; Starke, E.: Untersuchung des Einflusses der Neutronenbestrahlung auf die Eigenschaften der Legierung ZrNb3Sn1. Atomkernenerg. 11 (1966) S. 47 - 58.
- Katsaounis, A.: Vergleich zwischen gerechneten und experimentell ermittelten Werten der kritischen Heizflächenbelastung. Brennstoff-Wärme-Kraft (BWK) 25 (1973) S. 267 - 274.
- Kolb, M.; Böttcher, G.: Reaktivitätsmessungen beim FDR-Nullexperiment mit gepulster Neutronenquelle mit und ohne Borsäurevergiftung des Moderators. Atomkernenerg. 13 (1968) S. 340 - 352.

Kolb, M.; Salander, C.; Ulken, D.; Mausbeck, H.: Betriebserfahrungen bei Antriebsreaktoren. Der FDR der "OTTO HAHN". Atomwirtsch., Atomtech. 15 (1970) S. 459 - 463. (GKSS 70/75).

Korte, K.H.; Neumann, H.: Fuel element displacement in the nuclear ship 'Otto Hahn'. Werkstatt Betr. 107 Nr. 3 (1974) S. 151 - 154.

Krull, W.: Das Nulleistungsexperiment mit dem 2. Reaktorkern des Nuklearschiffes "OTTO HAHN". Atomkernenerg. 22 (1973) S. 147 - 154. (GKSS 74/E/16).

Krull, W.: Zur Messung großer Abschalt- und Überschußreaktivitäten mit Impulsmessungen. Atomkernenerg. 22 (1973) S. 159 - 164. (GKSS 74/E/17).

Krull, W.: Thermische Neutronenflußdichtemessungen mit Aktivierungsdetektoren im FDR-O-Experiment. Atomkernenerg. 13 (1968) S. 334 - 339.

Lettnin, H.; Ulken, D.: Internationales Symposium über nukleare Schiffe. Schiff und Hafen 24 (1972) S. 534 - 538. (GKSS 72/E/23).

Maixner, U.; Milferstädt, D.: Vakuumlecksuche an Schiffsturbinenanlagen mittels Helium. Hansa 114 (1977) S. 634 - 636. (GKSS 77/E/27).

Memmert, G.: Numerische Verfahren zur nuklearen Auslegung des FDR-Cores. In: Bagge, E.; Scholvin, J. (Hrsg.): Kernenergieantriebe für Handelsschiffe. 3. Jb. der Studiengesell. zur Förd. der Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt e.V. 1964. München 1964. S. 129 - 133.

Mühlen v.z.; Wiebe, W.: FDR-Reaktor für das deutsche Atomschiff. Atomwirtsch. 9 (1964) S. 61 - 65.

Pelzer, N.: Zweifelsfragen der Haftungsregelung in den neueren 'Otto Hahn' Abkommen. Atomwirtsch., Atomtech. 18 (1973) S. 467 - 468.

Puch, B.; Robinson, E.: Heat transfer time constant of a fuel pin measured by cross-correlation methods. Atomwirtsch., Atomtech. 19 (1974) S. 181 - 182. (GKSS 74/E/28).

Reckling, K.-A.: Beitrag der Elasto- und Plastomechanik zur Untersuchung von Schiffskollisionen. Jb. der Schiffbautech. Gesell. 70 (1976) S. 443 - 464.

Reinhardt, K.H.; Smith, I.J.: Gase und Korrosionsprodukte im Primärkreislauf der NS "OTTO HAHN". VGB Kraftwerkstech. 57 (1977) S. 165 - 173. (GKSS 77/E/35).

Robinson, E.: Neutronenrauschanalyse im verzögert kritischen Kern des FDR. Atomkernenerg. 13 (1968) S. 357 - 359.

Salander, C.: Betriebserfahrungen mit dem Kernenergie-Forschungsschiff "OTTO HAHN". Tech. Mitt. Haus der Tech. 63 (1970) S. 93 - 101. (GKSS 70/76).

Salander, C.; Ulken D.: Die Entwicklung von Kernreaktoranlagen für Handelsschiffe. Atomwirtsch. 10 (1965) S. 214 - 222.

Salander, C.; Ulken, D.: "OTTO HAHN" Germany's Nuclear Ship. Nuclear Engng. 10 (1965) pp. 324 - 330.

Sandscheper, G.: Nuklearschiffe für Ostasienroute. Wettbewerb mit konventionellen Containereinheiten durch ungünstige Abmessungen erschwert. VDI Nachr. 27 (1973) S. 1 - 2.

Sass, A.: Visit to Cape Town of NS Otto Hahn. S. Afr. Mech. Eng. 25 (1975) pp. 85 - 86.

Schafstall, H.-G.: Kernenergie-Handelsschiffe - sicher und zuverlässig. Atomwirtsch., Atomtech. 23 (1978) S. 184 - 185.

Schiff, A.; Ulken, D.: 80 000-WPS Containerschiff mit nuklearem Antrieb. Schiff und Hafen 24 (1972) S. 767 - 770. (GKSS 73/E/4).

Schmitt, F.J.: Fertigung und Werkstoffprüfung der Brennelemente für den Fortschrittlichen Druckwasserreaktor des Kernenergie-Forschungsschiffes "Otto Hahn". Kerntech. 9 (1967) S. 345 - 350.

Schüler, R.; Weisbrodt, I.; Wiebe, W.: Die nukleare Antriebsanlage für die "OTTO HAHN". Atomwirtsch. 10 (1965) S. 227 - 240.

Schwieger, E.: Digitale Reaktivitätsmessungen nach einer Stabfahrmethode. Atomkernenerg. 13 (1968) S. 353 - 356.

Schwieger, E.: On-line Kalibrierung der Kontrollstäbe eines Kernreaktors mit Hilfe eines Prozeßrechners. Atomkernenerg. 23 (1974) S. 199 - 202.

Smith, I.J.; Reinhardt, K.H., James, H.: The NS Otto Hahn: operational chemistry of the primary and secondary circuits. Sonderdruck aus Water Chem. Nucl. React. Syst. BNES (1978) pp. 467 - 477. (GKSS 78/E/16).

Tidow, R.: Ärztliche Erfahrungen auf einem Nuklearschiff. Med. Wochenschr. 112 (1970) S. 1112 - 1117.

Ulken, D.: Aussichten des nuklearen Schiffsantriebs. In: Müller, D.; Hossner, R. (Hrsg.): Jb. der Atomwirtsch. (1973) S. A27 - A28.

Ulken, D.: Betriebserfahrungen mit der OTTO HAHN. De Ingenieur 83 (1971) Nr. 47.

Ulken, D.: NS OTTO HAHN. Transactions of the Inst. of Marine Engineers 83, Part 3, 1971.

Ulken, D.: Nukleare Schiffsantriebe. Atomwirtsch., Atomtech. 16 (1971) S. 655.

Ulken, D.: Operational Experience with the Nuclear Powered Ship OTTO HAHN. Shipping World and Shipbuilder. 163 (1970) pp. 1561 - 1564.

Ulken, D.: "OTTO HAHN"-Reaktor mit 2. Kern, Fortschritte in der Core-Technologie. Atomwirtsch., Atomtech. (1973) S. 245 - 247. (GKSS 73/E/19).

Ulken, D.: Progress in nuclear ships. The Indian and Eastern Engineer 114 (1973) pp. 125 - 127.

Ulken, D.: Schlingerstand für Bauelemente von Schiffsreaktoren. Kerntech. 5 (1963) S. 63 - 65.

- Ulken, D.: Symposium der IAEA über nukleare Schiffsantriebe. Atomkernenerg. 6 (1961) S. 171 - 172.
- Ulken, D.; Kirchhoff, W.: Brennelementwechsel auf der "OTTO HAHN". Hansa 110 (1973) S. 466 - 468.
- Ulken, D.; Salander, C.: Das deutsche Kernenergie-Forschungsschiff "OTTO HAHN". Kerntech. 9 (1967) S. 336 - 344.
- Victor, H.: Europäische Zusammenarbeit bei der "Otto Hahn". Atomwirtsch., Atomtech. 13 (1968) S. 312 - 317.
- Voigt, P.: Künstlich erzeugte Kursinstabilität eines Schiffes und deren Folgen. Schiff und Hafen 25 (1973) S. 319 - 326.
- Voigt, P.: Das Z-10/1-Manöver bei verschiedenen Fahrtrichtungen zum Wind. Schiff und Hafen/Kommandobrücke 31 (1979) S. 521 - 522.
- Weisbrodt, I.; Wiebe, W.: Projekt eines Kernenergie-Forschungsschiffes mit Organisch Moderiertem Reaktor (OMSR). Atomwirtsch. 6 (1961) S. 441 - 446.
- Wiebe, W.: Probleme des Einbaus der Reaktoranlage in das Forschungsschiff der Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. In: Bagge, E.; Scholvin, J. (Hrsg): Kernenergieantriebe für Handelsschiffe. 3. Jb. Studiengesell. zur Förd. der Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt e.V. 1964. S. 136 - 140.
- Witte, G.: Untersuchung von Schiffskörpereigenschwingungen unter Einsatz eines digitalen Signalanalysators. Schiff und Hafen/Kommandobrücke 31 (1979) S. 515 - 518. (GKSS 79/E/33).
- Woisin, G.: Abschätzung der durch Schiffskollisionen hervorgerufenen Beschleunigungen. Schiff und Hafen 13 (1961) S. 1021 - 1023.
- Woisin, G.: Die Berücksichtigung der Schubverformung bei statisch unbestimmt gelagerten Durchlaufträgern. Schiff und Hafen 17 (1965) S. 659 - 664.

Woisin, G.: Design against collision. Schiff und Hafen/Kommandobrücke 12 (1979) S. 1059 - 1069. (GKSS 80/E/13).

Woisin, G.: Der Einfluß des Drehimpulses bei einer Schiffskollision besonders im Hinblick auf die Sicherheit von Atomschiffen. Schiff und Hafen 14 (1962) S. 577 - 581.

Woisin, G.: Fragen des Kollisionsschutzes bei Reaktorschiffen. In: Bagge, E.; Scholvin, J. (Hrsg.): Kernenergieantriebe für Handelsschiffe. 3. Jb. Studiengesell. zur Förd. der Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt e.V. 1964. S. 169 - 171.

Woisin, G.: Fragen des Schiffsentwurfes und der schiffbaulichen Sicherheit beim Kernenergieforschungsschiff "OTTO HAHN". Hansa 105 (1968) S. 1967 -1975.

Woisin, G.: Kollisionsprobleme bei Atomschiffen. Hansa 101 (1964) S. 999 - 1010.

Woisin, G.: Kollisionsstoßversuche mit Platten hauptsächlich aus Schiffbaustahl bei zur Stoßrichtung parallelen Ebenen entsprechen. z.B. Schiffsdecks. Schiffstech. 15 (1968) S. 111 - 126.

Woisin, G.: Die Kollisionsversuche der GKSS. Schiff und Hafen/Kommandobrücke 29 (1977) S. 163 - 166. (GKSS 77/E/14).

Woisin, G.: Die Kollisionsversuche der GKSS. In: Schiffbautech. Gesell. e.V. (Hrsg.): Jb. Schiffbautech. Gesell. 70 (1976) S. 465 - 491. (GKSS 78/E/2).

Woisin, G.: Kollisionsversuche im Schiffbau. VDI-Nachr. 1974, Nr. 3, S. 1.

Woisin, G.: Kollisionsversuche mit Schiffsteilmodellen. Kerntech. 9 (1967) S. 372 - 375.

Woisin, G.: Maximaler Außendruck am Sicherheitsbehälter eines Schiffsreaktors. Schiff und Hafen 18 (1966) S. 77 - 82.

Woisin, G.: Model Testing with the Collision Protection Structures in Reactor Ships. Schiff und Hafen 24 (1972) S. 531 - 533. (GKSS 72/E/24).

Woisin, G.: "OTTO HAHN" - Safety Features in Germany's Nuclear Ship. Safety at Sea Int. 9 (1968) pp. 12 - 22 and 12 (1969) pp. 26 - 35.

Woisin, G.: Schiffbauliche Forschungsarbeiten für die Sicherheit kernenergiegetriebener Handelsschiffe. Schiff und Hafen 23 (1971) S. 947 - 950. (GKSS 72/E/7).

Woisin, G.: Schiffbauliche Forschungsarbeiten für die Sicherheit kernenergiegetriebener Handelsschiffe. Abschnitt 2.2.3.: Kollisionsversuche. Jb. der Schiffbautechnischen Gesell. 65 (1971) S. 235 - 245.

Woisin, G.: Schiffbauliche Forschungsarbeiten für die Sicherheit kernenergiegetriebener Handelsschiffe. Abschnitt 3: Sinkgeschwindigkeit und Fluten des Schutzeinschlusses. Jb. der Schiffbautechnischen Gesell. 65 (1971) S. 253 - 258.

Woisin, G.: Über die Auslegung von Querflutkanälen unter besonderer Berücksichtigung eines Versuches mit NS "OTTO HAHN". Schiff und Hafen 21 (1969) S. 645 - 649 und 23 (1971) S. 768.

Woisin, G.: Ein Überlagerungsprinzip in der statischen Schiffsstabilität. Int. Shipbuilding Progress 18 (Shipbuilding and Marine Engng.) (1971) pp. 453 - 462.

Woisin, G.: Eine Untersuchung der Ähnlichkeitsgesetze bei Stoßschäden, besonders Schiffskollisionen und Kollisionsmodellversuchen. Schiff und Hafen 20 (1968) S. 740 - 747.

Woisin, G.: Vorschlag einer vom Tiefgang unabhängigen Bezugsgröße für die Stabilitätsmomente. Schiff und Hafen 23 (1971) S. 199 - 201. (GKSS 71/E/9).

Woisin, G.: Zur Wahrscheinlichkeitsberechnung und Häufigkeitsanalyse von Kollisionsschäden. Schiff und Hafen 22 (1970) S. 471 - 477.

8.5. Veröffentlichungen in Konferenzberichtswerken

Ahlf, J.; Greim, L.; Hattenbach, K.; Schmelzer, F.; Hörle, M.: Gadoliniumoxid/Aluminiumoxid als abbrennbares Neutronengift für Schiffsreaktoren. In:

Deutsches Atomforum e.V. und Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum e.V. (Hrsg.): Reaktortagung Mannheim vom 29. März - 1. April 1977, Bonn 1977, S. 494 - 497.

Ahlf, J.; Greim, L.; Kolb, M.; Müller, A.; Richter, G.; Wiegandt, M.; Faber, C.; Henssen, H.; Wickert, M.: Experimentelle und theoretische Untersuchungen des Abbrandes stabförmiger abbrennbarer Gifte in Brennstabgittern. In: Deutsches Atomforum e.V. und Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum e.V. (Hrsg.): Reaktortagung Berlin vom 20. - 22. April 1970. Bonn 1970, S. 106 - 109.

Andler, M.; Fischer, R.; Hedemann, H.J.: Fortschrittliche Druckwasserreaktoren als Antriebsanlagen für Kernenergieschiffe unter Berücksichtigung großer Leistungen. In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Volume I, Hamburg, May 10 - 15, 1971, SM 141-13, S. 431 - 450.

Anuschewski, P.; Lahann, H.-J.; Mertins, H.: Fuel Rod Modeling for the OTTO HAHN Core. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 565 - 577.

Aust, E.; Fürst, H.-D.; Candeli, R.: Heat removal from the reactor pressure vessel to the surrounding seawater in case of sinking. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 161 - 170.

Bianchi, H.: NS OTTO HAHN - Germany's First Nuclear Ship. In: Proceedings United States Naud Institute, Volume 96, Number 7/809 (1970) pp. 119 - 121.

Bianchi, H.K.: Insurance coverage for an operating ship. In: Forum Atomique European (FORATOM) (Hrsg.): International Conference on Nuclear Merchant Ship Propulsion, New York, N.Y., May 18 - 22, 1975. (AED-Conf--75-174-004).

Bianchi, H.; Kayatz, P.: Aspekte der Wirtschaftlichkeit kernenergieangetriebener Container-Schiffe. In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Volume II, Hamburg, May 10 - 15, 1971, SM 141-22, S. 843 - 876.

Boulanger, W.: La Convention de Bruxelles de 1962 sur la responsabilite civile et les accords Otto Hahn. In: Colloquium on nuclear Law and Law of the Sea, 12. Jun. 1975 in Paris, France.

Breuer, G.: Reflections on international agreements covering the trading in foreign waters of the "OTTO HAHN". In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Volume II, Hamburg, May 10 - 15, 1971, SM 141-23, pp. 924 - 936.

Bruelheide, K.; Mundt, D.; Peters, C.H.; Manthey, H.J.: Development and testing of control rod drives for ship reactors. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 621 - 628.

Daatselaar, C.J. van: Arrangements for and experience with the visits of the nuclear ship OTTO HAHN to the Harbours of Rotterdam and Vlaardingen in the Netherlands. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 397 - 406.

David, B.; Kolb, M.; Robinson, E.; Schwieger, E.: Messungen zur Dynamik während der Anfahrexperimente des 'Otto Hahn'-Reaktors mit dem 2. Kern. In: Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum e.V. (Hrsg.): Fachtagung über Stand und Erfordernisse der Vorhersage physikalischer Kenngrößen für Thermische und Schnelle Leistungsreaktoren. 29. - 31. Jan. 1974 in Karlsruhe (AED-Conf--74-006-006).

Falk, A.; Gloth, K.: Manning of nuclear ships by the simulation model of the Flensburg Study. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 813 - 822.

Fiebig, R.: Genauigkeitsprobleme der Punktdynamik bei FDR-Reaktoren. In: Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum e.V. (Hrsg.): Fachtagung über Stand und Erfordernisse der Vorhersage physikalischer Kenngrößen für Thermische und Schnelle Leistungsreaktoren. 29. - 31. Jan. 1974 in Karlsruhe (AED-Conf--74-006-008). (GKSS 74/E/14).

Fock, H.; Schwieger, E.: Experience with OTTO HAHN under specific operational conditions. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 705 - 714.

Fröhner, K.R.; Müller-Roos, J.: Entwicklung einer Meßapparatur zur Durchsatzmessung am FDR. In: Deutsches Atomforum e.V., Kerntechnische Gesellschaft im

Deutschen Atomforum e.V. (Hrsg.): Reaktortagung Karlsruhe vom 10. - 13. April 1973. Bonn 1973, S. 474 - 477. (GKSS 74/E/3).

Goetze, S.; Henssen, H.; Mueller, E.: Anforderungen an die Berechnung von Reaktivitätsbilanzen bei Schiffsreaktoren und Erfahrungen bei der Otto Hahn. In: Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum e.V. (Hrsg.): Experts meeting on the present state and requirements of the prediction of physical parameters for thermal and fast power reactors, 23 Jan. 1973 in Jülich. (AED-Conf--73-006-019).

Greim, L.; Schmelzer, F.; Spalthoff, W.: Untersuchungen an einem abgebrannten Brennelement aus dem 1. Kern der OTTO HAHN. In: Deutsches Atomforum e.V. und Kerntechnische Gesellschaft e.V. im Deutschen Atomforum e.V. (Hrsg.): Reaktortagung Nürnberg vom 8. - 11. April 1975, S. 342 - 345. (GKSS 76/E/57).

Hattendorf, H.G.: Sinking Velocity Measurements on Ship Models in the Study of Reactor Containment Vessel. In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Volume I, Hamburg, May 10 - 15, 1971, SM 141-7, pp. 303 - 325.

Henning, K.: Strahlenschutzerfahrungen beim Betrieb des Kernenergiehandelschiffes Otto Hahn. In: 6. Jahrestagung Fachverband für Strahlenschutz e.V., 17. - 19. Mai 1972 in Karlsruhe.

Henning, K.D.: Radiological data concerning the nuclear merchant ship OTTO HAHN - A review after ten years of operation. In: Proceedings of the 6th International Congress of Radiation Research, May 13 - 19, 1979 in Tokyo, Japan, INKA-Conf--79-193-000. (GKSS 79/E/24).

Justin, J.; Knoth, J.; Penndorf, K.; Schneider, H.; Schulz, G.: Safe nuclear and thermodynamic design of ship reactor cores. In: Symposium on the Safety on Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 641 - 648.

Kläke, R.-D.: Schäden am Dampferzeuger des Nuklearschiffes OTTO HAHN - Gesamtübersicht. In: Kerntechnische Gesellschaft e.V., Deutsches Atomforum e.V. (Hrsg.): Jahrestagung Kerntechnik '80, Reaktortagung 1980, Berlin, 25. - 27. März 1980. Bonn 1980, S. 795 - 798.

Kläke, R.-D.; Kracht, H.: The consolidated steam generator in the advanced pressurized water reactor. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 607 - 619.

Kläke, R.D.; Worschech, R.: NS OTTO HAHN Non-Destructive Retesting (Inservice inspection). In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 243 - 259.

Knoth, J.; Justin, I.; Penndorf, K.; Schneider, H.; Schulz, G.: Safe nucleare and thermodynamic design of ship reactor cores. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 641 - 648.

Köllmann, R.; Vogt, F.; Weiss, G.; Hendl, G.: Besonderheiten bei der Montage und Inbetriebnahme der Reaktoranlage der "OTTO HAHN" und Konstruktionshinweise zur Gestaltung zukünftiger Schiffsreaktoren. In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Volume I, Hamburg, May 10 - 15, 1971, SM 141-14, S. 451 - 468.

König, H.; Weisbrodt, I.; Wiebe, W.: The Reactor Plant of the GKSS Research Ship. In: Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. August 31 - September 9, 1964 in Geneva, Switzerland, Volume 6 pp. 481 - 489.

Kolb, M.: Contributions to the identification of the system sea/ship/reactor of the OTTO HAHN. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 771 - 783.

Kolb, M.: Fuel temperature measurement as an alternative in-core power measuring technique. In: Pearson, A.; Lynch, G.F.; Lipsett, J.J. (Eds.): Proceedings of the IAEA specialists' meeting on in-core instrumentation and failed fuel detection and location, May 13 - 15, 1974 in Mississauga, Ontario, Canada. (AECL-5124).

Kolb, M.; Fiebig, R.; Robinson, E.; Schwieger, E.: Reactor Dynamic Experiments with the "OTTO HAHN" Reactor FDR. In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Hamburg, Volume II, May 10 - 15, 1971, SM 147-17, pp. 745 - 760. (GKSS 71/E/7).

Kolb, M.; Ratschi, M.A.; Robinson, E.; Weber, A.: Noise Analysis and Pseudo-stochastic Perturbation Techniques. In: International Atomic Energy Agency (Ed.): Proc. Conf. on Nucl. Power Plants Control and Instr., Prague, Czechoslovakia, Jan. 22 - 26, 1973, pp. 359 - 371. (AED-Conf--73-014-001; IAEA-SM-168/C-2). (GKSS 72/E/34).

Kolb, M.; Robinson, E.: Messung ortsabhängiger Kühlmitteltemperaturen und Transportzeiten von Kühlmitteltemperaturschwankungen im 2. Kern des FDR. In: Reaktortagung Berlin vom 2. - 5. April 1974, S. 215 - 218.

Kolb, M.; Robinson, E.; Schwieger, E.: Untersuchungen zur Reaktordynamik des FDR auf der "OTTO HAHN". In: Deutsches Atomforum e.V., Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum e.V. (Hrsg.): Reaktortagung Berlin vom 20. - 22. April 1970, S. 393 - 396. (GKSS 70/32).

Krüger, A.; Müller, A.: Das Multigruppen-Neutronentransport-Abbrandprogramm NEUTRA und seine Anwendung. In: Deutsches Atomforum e.V. und Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum e.V. (Hrsg.): Reaktortagung Bonn vom 30. März - 2. April 1971, Bonn 1971, S. 30 - 33.

Luebbesmeyer, D.: Berechnung der Druckänderung bei Reaktoren des Typs FDR infolge Lastwechsel. In: Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum e.V. (Hrsg.): Fachtagung über Stand und Erfordernisse der Vorhersage physikalischer Kenngrößen für Thermische und Schnelle Leistungsreaktoren, 29. - 31. Januar 1974 in Karlsruhe. (AED-Conf--74-006-012).

Manthey, H.J.; Schmidt, K.; Schnegelsberg, W.; Seeliger, D.: Einsatz eines Systems zur Kleinstleckdetektion am Reaktordruckbehälter des NS OTTO HAHN. In: Kerntechnische Gesellschaft e.V., Deutsches Atomforum e.V. (Hrsg.): Jahrestagung Kerntechnik '80, Reaktortagung 1980, Berlin vom 25. - 27. März 1980. Bonn 1980, S. 799 - 802.

McMichael, D.; Bianchi, H.: Port entry of nuclear ships - differences, procedures and conditions. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 771 - 783.

Müller, E.; Rossbach, W.; Schinner, A.; Will, W.; Fricke, W.; Friedrichs, H.; Guse, K.; Bünemann, D.; Manthey, H.-J.; Müller, A.: Das zweite Core der N.S.

"OTTO HAHN" - Nucleare, themohydraulische und Brennelement-Auslegung. In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Volume II, Hamburg, May 10 - 15, 1971. SM 141-18, S. 761 - 774.

Pelzer, N.: Legal Problems of the Adoption of the Brussels Convention on the Liability of Operators of Nuclear Ships. In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Volume II, Hamburg, May 10 - 15, 1971. SM 141-24, pp. 937 - 947.

Renner, H.; Andree, O.H.: Health physics experience with the nuclear merchant ship "OTTO HAHN". In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9, Dec. 1977, pp. 715 - 725.

Schafstall, H.-G.: Licensing requirements for nuclear merchant ships in the Federal Republic of Germany. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 345 - 354.

Schafstall, H.-G.: Manning of nuclear merchant ships. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 801 - 812.

Schafstall, H.-G.; Agena, H.-H.; Andler, M.; Fürste, W.; Kohler, H.; Manthey, H.-J.; Wehowsky, P.: Safety Aspects for fuel element handling on board of nuclear ships. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 317 - 331.

Schlayer, K.F. von: Insurance of nuclear vessels with specific reference to the N.S. "OTTO HAHN". In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Volume II, Hamburg, May 10 - 15, 1971. SM 141-55, pp. 1013 - 1025.

Schmidt, H.: Brief Review of the Program to Develop Nuclear Powered Merchant Ships in the Federal Republic of Germany. In: Tenth World Energy Conference, September 19 - 24, 1977 in Istanbul, Turkey. (AED-Conf--77-285-000).

Schmidt, H.; Hedemann, H.J.: Future plans for nuclear ship propulsion in Germany. In: Forum Atomique European (FORATOM) (Ed.): International Conference on Nuclear Merchant Ship Propulsion. New York, N.Y. May 18 - 22, 1975.

Schnegelsberg, W.; Völtzer, G.: 10 Jahre Kernenergieschiffsantrieb NS OTTO HAHN. In: Kerntechnische Gesellschaft e.V., Deutsches Atomforum e.V. (Hrsg.): Jahrestagung Kerntechnik '80, Reaktortagung 1980, Berlin vom 25 - 27. März 1980. Bonn 1980, S. 985 - 988.

Schröder, E.; Jager, W.; Schafstall, H.-G.: Nuclear Merchant Ship Propulsion. In: Proceedings Series Nuclear Power and its Fuel Cycle. May 2 - 13, 1977 in Salzburg, Austria, Vol. 1, S. 683 - 693. (IAEA-CN--36/93).

Schwenke, H.; Knoth, J.; Sandrock, F.; Wille, P.: Zerstörungsfreie Abbrandmessungen mittels γ -Spektroskopie. In: Deutsches Atomforum e.V. und Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum (Hrsg.): Reaktortagung Berlin vom 20. - 22. April 1970. Bonn 1970, S. 98 - 101.

Seeliger, D.; Aust, E.; Gielen, H.: Entwicklung eines Pressure Suppression Systems (PSS) für Kernenergie-Schiffsanlagen. In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Volume I, Hamburg, May 10 - 15, 1971, SM 141-10, S. 201 - 213.

Smith, I.J.; Reinhardt, K.H.: The NS OTTO HAHN: operational chemistry of the primary and secondary circuits. In: British Energy Society (Ed.): Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems, October 24 - 27, 1977 in Bournemouth, England. London 1978, pp. 467 - 477. (GKSS 78/E/16).

Spalthoff, W.; Wilhelm, H.: Untersuchung des Bestrahlungseinflusses auf die Korrosions- und Festigkeitseigenschaften von Zirkonlegierungen. In: Deutsches Atomforum e.V.; Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum e.V. (Hrsg.): Reaktortagung Berlin vom 20. - 22. April 1970. S. 505 - 507.

Taylor, K.V.; Lundgren, H.: Full-scale Static and Dynamic Measurements on MV NIHON. In: Paper No. 5. The Royal Institution of Naval Architects, Spring Meetings London 1975.

Ulken, D.: Erfahrungen mit N.S. 'Otto Hahn'. In: 1. Internationale Tagung für Kernenergierecht - Nuclear Inter Jura 73. International Nuclear Association, Brussels (Belgium), Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe, Sep. 11 - 14, 1973 in Karlsruhe. (AED-Conf--73-365-024) pp. 295 - 304.

Ulken, D.: Nuclear Ship Propulsion in the Federal Republic of Germany. In: ISME Tokyo '73, The International Symposium on Marine Engineering Tokyo '73, November 12 - 15, 1973 in Tokyo, Japan. (GKSS 74/E/21).

Ulken, D.: On the Testing of Structural Members of Ship Reactors under simulated Conditions on Board Ship. In: International Atomic Energy Agency (Ed.): Nuclear Ship Propulsion, Proceedings of the Symposium on Nuclear Ship with Special Reference to Nuclear Safety, November 14 - 18, 1960 in Taormina, Italy. Vienna, Austria 1961, pp. 461 - 475.

Ulken, D.; Fock, H.; Kühl, H.; Lehmann-Willenbrock, H.; Schumacher, W.: Operating Experiences with the OTTO HAHN. In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Volume I, Hamburg, May 10 - 15, 1971, SM 141-6, pp. 3 - 20.

Ulken, D.; Kolb, M.; Schumacher, W.; Kostrzewa, S.; Andler, M.: Further Development and Economic Aspects of the Integrated Pressurized Water Reactor on the Basis of the Experiences gained with the OTTO HAHN. In: Proceedings of the Fourth International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, September 6 - 16, 1971 in Geneva, Switzerland. Vol. 7, pp. 285 - 302.

Wilhelm, H.; Manthey, H.-J.: Safety aspects in fuel design. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 557 - 564.

Woisin, G.: Conclusion from collision examinations for nuclear merchant ships in the FRG. In: Symposium on the Safety of Nuclear Ships, Hamburg, 5 - 9 Dec. 1977, pp. 137 - 147.

Woisin, G.; Milde, M.-P.: Passiver und aktiver Kollisionsschutz einschl. Modellversuchstechnik. In: Proceedings of the Symposium on Nuclear Ships, Volume I, Hamburg, May 10 - 15, 1971, SM 141-11, pp. 353 - 365.

8.6. Beiträge in den GKSS-Jahresberichten

Ahlf, J.; Richter, G.: Feste abbrennbare Neutronengifte. In: GKSS-Jahresbericht 1977. Geesthacht 1978. S. 8 - 27.

Aust, E.; Fürst, H.D.; Niemann, H.R.; Schafstall, H.-G.; Schwan, H.; Seeliger, D.; Vollbrandt, J.: Druckabbausysteme von Leichtwasser-Kernreaktoren. In: GKSS-Jahresbericht 1976. Geesthacht 1977. S. 28 - 43.

Bünemann, D.; Fiebig, R.; Kolb, M.; Krüger, A.: Berechnungsmethoden zur Dynamik und Störfallanalyse eines Schiffreaktors. In: GKSS-Jahresbericht 1979. Geesthacht 1980. S. 22 - 34.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Basisprogramm Kernenergieschiff. In: Jahresbericht 1973. Hamburg, Geesthacht o.J. S. 31 - 43.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Basisprogramm Kernenergieschiff. In: Jahresbericht 1974. Hamburg, Geesthacht o.J. S. 27 - 35.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Betrieb, Erfahrung und Forschungsarbeiten mit der "OTTO HAHN". In: Jahresbericht 1970. Hamburg, Geesthacht o.J. S. 63 - 72.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Betrieb, Erfahrung und Forschungsarbeiten mit der "OTTO HAHN". In: Jahresbericht 1971. Hamburg, Geesthacht o.J. S. 73 - 84.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Betrieb, Erfahrung und Forschungsarbeiten mit der "OTTO HAHN". In: Jahresbericht 1972. Hamburg, Geesthacht o.J. S. 64 - 71.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Entwicklung des Fortschrittlichen Druckwasserreaktors. In: Jahresbericht 1970. Hamburg, Geesthacht o.J. S. 83 - 105.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Entwicklungsarbeiten zum Kernenergieschiff. In: Jahresbericht 1972. Hamburg, Geesthacht o.J. S. 109 - 115.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH. (Hrsg.): Forschungsschiff "OTTO HAHN". In: Jahresbericht 1970. Hamburg, Geesthacht o.J. S. 17 - 26.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH.
(Hrsg.): Forschungsschiff "OTTO HAHN". In: Jahresbericht 1971. Hamburg,
Geesthacht o.J. S. 21 - 30.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH.
(Hrsg.): Forschungsschiff "OTTO HAHN". In: Jahresbericht 1972. Hamburg,
Geesthacht o.J. S. 11 - 18.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH.
(Hrsg.): Projekt Kernenergieschiff. In: Jahresbericht 1973. Hamburg, Geest-
hacht o.J. S. 15 - 30.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH.
(Hrsg.): Projekt Kernenergieschiff. In: Jahresbericht 1974. Hamburg, Geest-
hacht o.J. S. 11 - 27.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH.
(Hrsg.): Weiterentwicklung des Fortschrittlichen Druckwasserreaktors (EFDR).
In: Jahresbericht 1971. Hamburg, Geesthacht o.J. S. 103 - 134.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH.
(Hrsg.): Weiterentwicklung des Fortschrittlichen Druckwasserreaktors (EFDR).
In: Jahresbericht 1972. Hamburg, Geesthacht o.J. S. 81 - 109.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH.
(Hrsg.): Zweiter Kern für den FDR der "OTTO HAHN". In: Jahresbericht 1970.
Hamburg, Geesthacht o.J. S. 73 - 82.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH.
(Hrsg.): Zweiter Kern für den FDR der "OTTO HAHN". In: Jahresbericht 1971.
Hamburg, Geesthacht o.J. S. 85 - 102.

Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt mbH.
(Hrsg.): Zweiter Kern für den FDR der "OTTO HAHN". In: Jahresbericht 1972.
Hamburg, Geesthacht o.J. S. 71 - 81.

Hedemann, H.-J.; Schafstall, H.-G.: Entwicklung nuklearer Handelsschiffsan-
triebe mit integriertem Druckwasserreaktor. In: GKSS-Jahresbericht 1976.
Geesthacht 1977. S. 8 - 27.

Kläke, R.-D.; Kracht, H.; Lettnin, H.; Manthey, H.J.; Schafstall, H.G;
Völtzer, G.; Voigt, P.: Betriebserfahrungen mit dem NS OTTO HAHN. In: GKSS-
Jahresbericht 1975. Geesthacht 1976. S. 28 - 39.

Richter, G.; Wilhelm, H.: Untersuchungen zum Brennelement-Hüllrohr-Werkstoff
ZrNb3Sn1. In: GKSS-Jahresbericht 1975. Geesthacht 1976. S. 20 - 27.

Das GKSS-Forschungszentrum Geesthacht GmbH betreibt anwendungsorientierte Forschung und Entwicklung auf folgenden Gebieten:

Nutzung der Kernenergie

- Kernergieschiff
- Reaktorsicherheitsforschung

Nutzung des Meeres und der Küsten

- Umweltforschung
- Wasserentsalzung und marine Ressourcen
- Unterwassertechnik / Offshore-Strukturen

Das Forschungs- und Entwicklungsprogramm des GKSS-Forschungszentrums ist mit den zuständigen Ministerien des Bundes und der Länder, insbesondere mit dem Bundesministerium für Forschung und Technologie, abgestimmt und wird in Zusammenarbeit mit der Industrie, den norddeutschen und Berliner Hochschulen sowie anderen Institutionen im In- und Ausland durchgeführt. Die Arbeiten erstrecken sich von grundlegenden Untersuchungen über die Entwicklung neuer Methoden bis zum Bau und zur Erprobung von Pilotanlagen.

Die Ergebnisse des Forschungs- und Entwicklungsprogramms werden veröffentlicht, wozu das vorliegende Exemplar unserer externen Berichte beiträgt.

Das GKSS-Forschungszentrum ist eine GmbH. Ihr Stammkapital wird von der Bundesrepublik Deutschland, den vier Küstenländern, der Kernenergie-Studiengesellschaft (KEST) und verschiedenen Unternehmen der Industrie, der Schifffahrt sowie Banken gehalten. Sie beschäftigt etwa 660 Mitarbeiter. Die Aufwendungen für das Forschungs- und Entwicklungsprogramm betragen derzeit ca. 90 Mio. DM im Jahr. Sie werden vom Bundesministerium für Forschung und Technologie (90 %) und von den norddeutschen Küstenländern (10 %) getragen. Neben dem Forschungs- und Entwicklungsprogramm führt das GKSS-Forschungszentrum Forschungsaufträge durch.

