

Untersuchungen zum sicheren Betrieb von Forschungsreaktoren

AP 2 Alterungsverhalten technischer Einrichtungen in Forschungsreaktoren

Untersuchungen zum sicheren Betrieb von Forschungsreaktoren

AP 2 Alterungsverhalten
technischer Einrichtungen
in Forschungsreaktoren

Stephan Faust
Silvio Sperbeck
Rainer Wenke

November 2023

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4720R01300 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMUV übereinstimmen.

Deskriptoren

Alterung, Bauwerke, Experimentiereinrichtung, Forschungsreaktor, passive Komponenten

Kurzfassung

Dieser Bericht fasst die Ergebnisse der Arbeiten zum Alterungsverhalten technischer Einrichtungen in Forschungsreaktoren zusammen. Der Schwerpunkt der Untersuchungen lag hierbei auf passiven mechanischen Komponenten, baulichen Strukturen und Experimentiereinrichtungen oder deren Bauteilen von in Deutschland betriebenen Forschungsreaktoren. Dabei wurden insbesondere solche sicherheitsrelevanten Einrichtungen untersucht, die sich im Hinblick auf die verwendeten Werkstoffe, Konstruktion und Einsatzbedingungen signifikant von denen bei Leistungsreaktoren unterscheiden.

Ein wesentlicher Unterschied bei den konstruktiven Gegebenheiten in Forschungsreaktoren im Vergleich zu Leistungsreaktoren ist die Verwendung von Aluminium-Legierungen für experimentelle Einrichtungen sowie für passive mechanische Komponenten im kernnahen Bereich (z. B. Reflektorgehäuse im FRMZ, Moderatortank im FRM II, Abschnitte des Zentralkanals im FRM II). Ein weiterer wesentlicher Unterschied zwischen Forschungsreaktoren und Leistungsreaktoren sind einige Betriebsbedingungen, insbesondere Druck und Temperatur, deren Werte sehr viel niedriger sind als in Leistungsreaktoren. Dadurch ergeben sich deutlich geringere Beanspruchungen, wodurch das Auftreten einiger Alterungsmechanismen sehr unwahrscheinlich wird (u. a. mechanische oder thermische Ermüdung) oder sogar ausgeschlossen werden kann (z. B. Spannungsrisskorrosion).

Schäden durch Korrosion in Medium führenden Systemen oder an Experimentiereinrichtungen werden, ebenso wie in Leistungsreaktoren, durch strikte Vorgaben an die Wasserchemie und eine entsprechende Überwachung und den Einsatz von Reinigungssystemen zur Einhaltung der Werte vermieden.

Der wesentliche Alterungsmechanismus für passive mechanische Komponenten und Experimentiereinrichtungen in Forschungsreaktoren sind strahlungsbedingte Schädigungen an Aluminium-Legierungen. Irreversible Veränderungen der mechanischen Eigenschaften von Aluminium-Legierungen werden durch die Transmutation von Aluminium zu Silizium hervorgerufen. Der Mechanismus ist bekannt und dementsprechend werden für stärker bestrahlte Einrichtungen Vorkehrungen getroffen (Austausch nach festgelegten Betriebszeiten), um den sicheren Betrieb zu gewährleisten.

Mit Hilfe von wiederkehrenden Prüfungen (Sichtprüfungen, Druckprüfungen), deren Umfang und Häufigkeit sich an den Vorgaben orientiert, wie sie für Leistungsreaktoren in

den Regeln der KTA gelten, können alterungsbedingte Schädigungen an passiven mechanischen Komponenten und Experimentiereinrichtungen frühzeitig erkannt und entsprechend Gegenmaßnahmen ergriffen werden.

Die Beanspruchungen von Bauwerken in Forschungsreaktoren unterscheiden sich nicht von denjenigen in Leistungsreaktoren und fallen an einigen Stellen, wie dem Reaktorbecken, wegen der geringeren Leistung quantitativ niedriger aus. Ebenso treten hier die gleichen Alterungsphänomene auf. Zur Vorsorge gegen unerwünschte Veränderungen durch Alterungsphänomene werden wiederkehrend Sichtprüfungen durchgeführt, um z. B. Risse frühzeitig zu erkennen und entsprechende Gegenmaßnahmen einzuleiten.

Inhalt

	Kurzfassung.....	I
1	Einleitung	1
2	Konstruktive Gegebenheiten und Beanspruchungen in deutschen Forschungsreaktoren	3
2.1	Bauwerke im in deutschen Forschungsreaktoren.....	3
2.1.1	FRM II.....	3
2.1.2	FRMZ	13
2.2	Passive mechanische Einrichtungen in deutschen Forschungsreaktoren	20
2.2.1	FRM II.....	20
2.2.2	FRMZ	27
2.3	Experimentiereinrichtungen in deutschen Forschungsreaktoren	29
2.3.1	FRM II.....	30
2.3.2	FRMZ	34
2.4	Deutsche und ausländische Betriebserfahrung.....	36
2.4.1	Bauwerke	36
2.4.2	Nationale Betriebserfahrung mit passiven mechanischen Einrichtungen und Experimentiereinrichtungen	38
2.4.3	Internationale Betriebserfahrung mit passiven mechanischen Einrichtungen und Experimentiereinrichtungen	40
3	Überblick zu Alterungsphänomenen in Forschungsreaktoren	43
3.1	Alterungsphänomene an Bauwerken	43
3.1.1	Reduzierung von mechanischen Eigenschaften durch radioaktive Strahlung und hohe Temperaturen	44
3.1.2	Alkalireaktion	45
3.1.3	Schäden am Vorspannsystem von Stahlbeton.....	47
3.1.4	Schäden an Kunststoffen.....	49
3.2	Alterungsphänomene an passiven mechanischen Komponenten und Experimentiereinrichtungen in Forschungsreaktoren	49

3.2.1	Edelstahl.....	50
3.2.2	Aluminium-Legierungen.....	51
3.2.3	Zirkonium-Legierungen.....	51
3.2.4	Beryllium.....	52
4	Alterungsmechanismen für technische Einrichtungen	53
4.1	Alterungsmechanismen für Bauwerksstrukturen in Forschungsreaktoren.....	53
4.2	Alterung passiver mechanischer Komponenten in Forschungsreaktoren.....	54
4.2.1	Zentralkanal.....	55
4.2.2	Moderatortank bzw. Reflektor.....	55
4.2.3	Reaktorbecken- und Absetzbecken-Auskleidung.....	55
4.2.4	Kühl- und Reinigungssysteme.....	56
4.3	Alterung von Experimentiereinrichtungen in Forschungsreaktoren	56
4.3.1	Kalte Quellen.....	57
4.3.2	Heiße Quellen.....	58
5	Maßnahmen für die Überwachung und Beherrschung der Alterung von technischen Einrichtungen	59
5.1	Überwachungsmaßnahmen in Forschungsreaktoren.....	59
5.2	Präventive und mitigative Maßnahmen zur Beherrschung alterungsbedingter Veränderungen.....	61
6	Zusammenfassung	63
	Literatur.....	65
	Abbildungen.....	71
	Tabellen.....	73

1 Einleitung

Das Alterungsverhalten technischer Einrichtungen in Kernkraftwerken wird seit mehreren Jahrzehnten systematisch, insbesondere hinsichtlich des sicheren Betriebs und Langzeitbetriebs, untersucht. Eine umfassende Darstellung auf Basis der weltweiten Betriebserfahrung wurde insbesondere im Rahmen des International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)-Projektes der IAEA erstellt /IAE 15/ und wird fortgeschrieben. Die relevanten Schädigungsmechanismen und ihre Randbedingungen wurden im Rahmen umfangreicher Forschungsprogramme untersucht. Die GRS hat den Kenntnisstand zum Alterungsverhalten technischer Einrichtungen in Kernkraftwerken bereits im Rahmen verschiedener Vorhaben aufgearbeitet, z. B., /GRS 01/, /GRS 03/, und diese in der Wissensbasis AlmaMater kontinuierlich fortgeschrieben. Eine vergleichbare systematische Vorgehensweise wird international von der IAEA (International Atomic Energy Agency) auch für Forschungsreaktoren empfohlen /IAE 10/. Auf europäischer Ebene ist das Alterungsmanagement technischer Einrichtungen in Forschungsreaktoren Gegenstand mehrerer Aktivitäten der ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) gewesen, insbesondere bei der Entwicklung entsprechender WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) Reference Level für Forschungsreaktoren. Der Topical Peer Review der Europäischen Union zum Alterungsmanagement kerntechnischer Einrichtungen im Jahr 2017 zeigte, dass beim Alterungsmanagement von Forschungsreaktoren in den meisten EU-Ländern Defizite vorhanden sind und Handlungsbedarf besteht /ENS 18/.

Bei der Untersuchung des Alterungsverhaltens von technischen Einrichtungen in Forschungsreaktoren können grundsätzlich die Kenntnisse zum Alterungsverhalten technischer Einrichtungen in Kernkraftwerken herangezogen werden. Allerdings ist zu berücksichtigen, dass sich sowohl die konstruktiven Bedingungen als auch die Beanspruchungen (insb. Druck und Temperatur) von technischen Einrichtungen in Forschungsreaktoren wesentlich von denen in Leistungsreaktoren unterscheiden können. Ersteres trifft vor allem auf die Verwendung von Komponenten zu, die aus Aluminiumlegierungen (z. B. AlMg3) gefertigt sind oder in Experimentiereinrichtungen zum Einsatz kommen.

Daher wurde im Rahmen dieses Vorhabens das Alterungsverhalten technischer Einrichtungen in Forschungsreaktoren untersucht und bewertet. Der Schwerpunkt der Untersuchungen lag hierbei auf passiven mechanischen Komponenten, baulichen Strukturen und Experimentiereinrichtungen oder deren Bauteilen. Die Arbeiten wurden für die in

Deutschland betriebenen Forschungsreaktoren durchgeführt. Dabei wurden insbesondere solche sicherheitsrelevanten Einrichtungen untersucht, die sich im Hinblick auf die verwendeten Werkstoffe, Konstruktion und Einsatzbedingungen signifikant von denen bei Leistungsreaktoren unterscheiden und daher nicht direkt übertragbar sind. Beispiele hierfür sind aus Aluminium-Legierungen gefertigte mechanische Komponenten. Ebenso wurden Experimentiereinrichtungen, die in den Forschungsreaktoren über längere Zeiträume oder dauerhaft eingesetzt werden und die gleichzeitig eine Barrierefunktion zur Vermeidung von Freisetzungen radioaktiver Stoffe darstellen oder Einfluss auf Sicherheitseinrichtungen haben können, vertieft untersucht.

Für diese technischen Einrichtungen wird dargestellt,

- welche konstruktiven Gegebenheiten (z. B. Werkstoffe) vorliegen,
- welche Beanspruchungen sie erfahren und wie diese erfasst werden können,
- wie alterungsbedingte Schädigungsmechanismen rechtzeitig erkannt werden können und
- welche Maßnahmen zu ihrer Überwachung und Beherrschung eingeleitet werden können.

Die Ergebnisse zu den konstruktiven Gegebenheiten und den Beanspruchungen für in Deutschland betriebene Forschungsreaktoren sind im Abschnitt 2 und das Alterungsverhalten sicherheitstechnisch relevanter Einrichtungen im Abschnitt 3 zusammengefasst. Eine Darstellung technischer Randbedingungen sowie relevanter Schädigungsmechanismen für die betrachteten Einrichtungen in Forschungsreaktoren wird in Abschnitt 4 und von Strategien zur Beherrschung dieser Phänomene sowie realisierte bzw. mögliche Prüf- und Überwachungsmaßnahmen in Abschnitt 5 wiedergegeben.

2 Konstruktive Gegebenheiten und Beanspruchungen in deutschen Forschungsreaktoren

Um das Alterungsverhalten von Forschungsreaktoren aufzuarbeiten, werden zunächst konstruktive Gegebenheiten (inkl. Auswahl von Werkstoffen) und Beanspruchungen (z. B. durch Betriebsbedingungen) betrachtet und mit ggf. vorhandener Betriebserfahrung abgeglichen. Dies geschieht im Folgenden getrennt für Bauwerke, passive mechanische Komponenten (z. B. Rohrleitungen) und Experimentiereinrichtungen der beiden deutschen, in Betrieb befindlichen Forschungsreaktoren FRM II und FRMZ. Die konstruktiven Gegebenheiten in anderen Forschungsreaktoren kleinerer Leistung, wie z. B. dem AKR-2 oder den SURs, werden mit abgedeckt da hier vergleichbare Konstruktionswerkstoffe zum Einsatz kommen. Ebenso werden die Beanspruchungen in Forschungsreaktoren kleinerer Leistung mit abgedeckt, da wegen der deutlich geringeren Leistung (z. B. 2 W thermische Leistung im AKR-2) die Belastungen ebenfalls niedriger ausfallen. In Einzelfällen werden auch ausländische Forschungsreaktoren mitbetrachtet.

2.1 Bauwerke im in deutschen Forschungsreaktoren

Es werden insbesondere Bauwerke zum Schutz vor Flugzeugabsturz, Erdbeben sowie Bauwerke im Bereich der Strahlführungen für die deutschen Forschungsreaktoren betrachtet. Dies schließt sowohl das Reaktorgebäude als auch Experimentierhallen ebenso wie Betonabschirmungen innerhalb von Gebäuden ein. Dazu wurde die verfügbare technische Dokumentation zu diesen Bauwerken und den verschiedenen Forschungsreaktoren sowie die Betriebserfahrung mit Bauwerken und zu Alterungsphänomenen in Forschungsreaktoren als auch in Leistungsreaktoren für die Erstellung der Übersichten gezielt ausgewertet.

2.1.1 FRM II

Die betrachteten Gebäude des FRM II bzw. Bauwerke, welche auch spezifischen kern-technischen Anforderungen unterliegen, sind:

- Reaktorgebäude (UJA)
- Neutronenleiterhalle (UYH) und deren Kellerbereich (UJB)
- Tertiär-Rückkühler (URA)

Die Lage der Bauwerke wird zum Teil in Abb. 2.1 dargestellt. Wenn nicht anders zitiert, wurden die in diesem Kapitel 2.1.1 dargelegten Informationen aus /TUM 93a/, /TÜV 96/ und /TÜV 97/ entnommen.

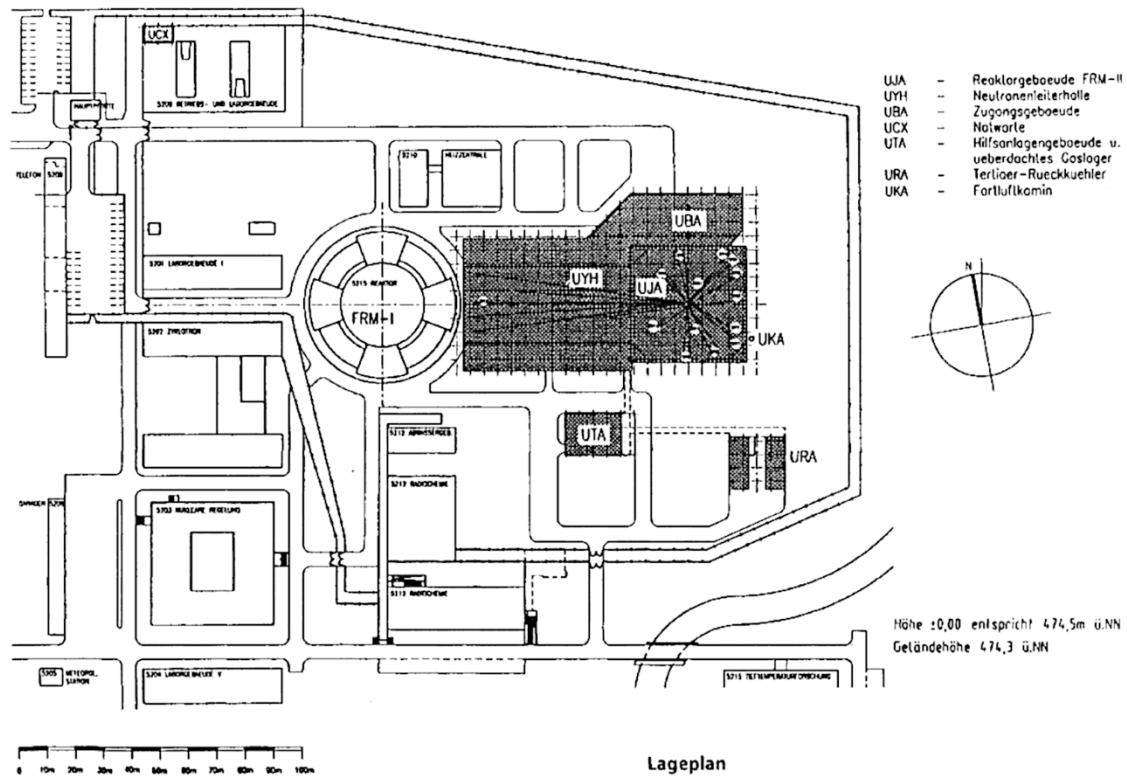


Abb. 2.1 Lageplan des FRM-II auf dem Forschungsgelände Garching /TUM 93b/

Auf die als wesentlich erachteten Bauwerke des FRM II sowie einige darin befindliche Bauwerksteile wird in den nachfolgenden Unterkapiteln detailliert eingegangen. Ein Foto der Forschungsreaktoren findet sich in Abb. 2.2.

Die baulichen Anlagen des FRM II wurden – bis auf den Fortluftkamin UKA – in Stahlbeton-Massivbauweise ausgeführt. Teilweise sind Mauerwerksausfachungen sowie im Gebäudeinneren Mauerwerkswände und Stahleinbauten vorhanden. Unmittelbar aneinander angrenzende Bauwerke sind durch Fugen getrennt. Alle mit der 2. Teilgenehmigung errichteten Gebäude haben Flachdächer. Die unterirdischen Bauwerke, wie der Versorgungskanal UBZ, der Verbindungskanal URZ und der Pumpenkeller UGX erhielten eine Erdüberdeckung von ca. 40 cm.



Abb. 2.2 Foto des FRM II im Hintergrund und FRM I im Vordergrund /GRA 16/

2.1.1.1 Reaktorgebäude (UJA)

Das Reaktorgebäude – das Hauptgebäude des FRM II – steht in ca. 60 m Abstand östlich vom FRM I und enthält als Kernstück das Reaktorbecken mit seinen Strahlrohranschlüssen, das Absetzbecken, die Primärzelle und den Neutronenleitertunnel. Es ist ca. 30 m hoch (über Erdreich) und hat eine Gründungstiefe von ca. 8 m. Seine Grundrissabmessungen betragen ca. 40 m x 40 m (siehe Abb. 2.3). Es ist in seinem unteren Teil als Quadrat ausgebildet und umfasst hier die Experimentierhalle (siehe Abb. 2.4). Dort enden die meisten Strahlrohre. Die nutzbare Experimentierfläche beträgt ca. 1.000 m². Im oberen Teil des Reaktorgebäudes sind die Ecken abgeschrägt, so dass ein Achteck entsteht. Hier befindet sich innen die sogenannte Reaktorhalle, von der aus das Reaktorbecken frei zugänglich ist.

Der Einschluss und die Rückhaltung radioaktiver Stoffe ist durch die baulichen Anlagen in Verbindung mit den Lüftungstechnischen Einrichtungen und den Einrichtungen zur Abwassersammlung sowie der kontrollierten Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser und Luft sicherzustellen. Dies ist u. a. dann gewährleistet, wenn die Dichtheit des Reaktorhallenbereiches so weit gesichert ist, dass die zulässige Leckrate bei Störfällen mit

Aktivitätsfreisetzung in die Reaktorhalle eingehalten wird, wobei der Lüftungstechnische Abschluss des Reaktorhallenbereiches und die Integrität des Reaktorgebäudes sichergestellt sein müssen.

Das Reaktorgebäude wurde in Stahlbeton-Massivbauweise mit Außenwänden und Dach der Dicke von ca. 1,8 m erstellt. Es besteht aus insgesamt sechs Geschossebenen, wobei die wesentlichen Raumbereiche von der Reaktorhalle, der Beckengruppe mit dem Neutronenleitertunnel, der Primärzelle und der Heißen Zelle sowie der Experimentierhalle gebildet werden. Das Reaktorbecken mit den Strahlrohrdurchführungen, das Absetzbecken, die Primärzelle und der Neutronenleitertunnel befinden sich im Bereich der Ebenen 02 und 03. Das Reaktorgebäude besitzt ein Flachdach, das jedoch im Mitteltrakt halbtonnenartig ausgebildet ist.

Das Reaktorgebäude UJA, welches im Grundwasser gegründet ist, wurde mit einer bituminösen Bauwerksabdichtung gegen von außen drückendes Wasser versehen. Die Abdichtung wurde gemäß DIN 18195, Teil 6 /DIN 83/ ausgebildet. Des Weiteren wurde die Abdichtung so ausgelegt, dass sie auch eine Barriere gegen das Austreten von Flüssigkeiten aus dem Kontrollbereich in das Erdreich darstellt.

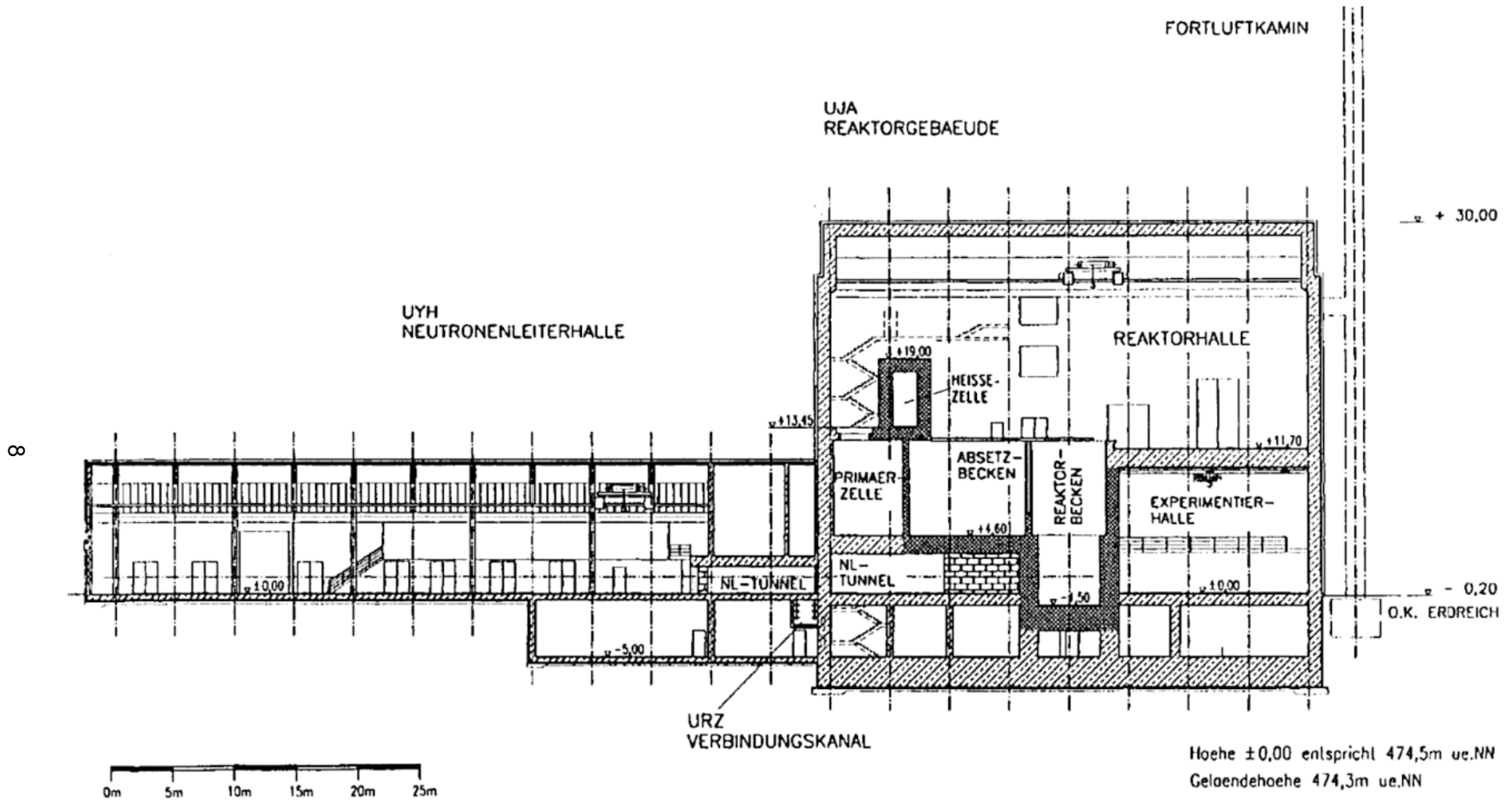


Abb. 2.4 Längsschnitt durch das Reaktorgebäude /TUM 93b/

2.1.1.1.1 Reaktorbecken und Absetzbecken

Das Reaktorbecken ist 14 m tief und hat unten einen annähernd kreisförmigen Querschnitt von ca. 5 m Durchmesser mit Wänden aus Stahlbeton (Schwerbeton) /BÖN 99/.

An das Reaktorbecken schließt sich das rechteckige, etwa 8 m tiefe Absetzbecken an (siehe Abb. 2.4). Es handelt sich um eine kompakte Stahlbetonkonstruktion aus wasser- undurchlässigem Beton (Schwerbeton), die innen mit austenitischem Stahl ausgekleidet ist (siehe Abschnitt 2.2.1.1) und ein Gesamtwasservolumen von ca. 700 m³ hat. Im Absetzbecken befinden sich u. a. Lagergestelle für die vorübergehende Aufbewahrung abgebrannter Brennelemente. Das Reaktorbecken und das Absetzbecken können durch ein von oben einsetzbares Tor voneinander getrennt werden. Ein Vertikalschnitt des Reaktorbeckens findet sich in Abb. 2.9. In Kernhöhe wurde Barytbeton verwendet, der teilweise mit Eisengranulat verstärkt und mehr als 150 cm dick ist. Die wasserdichte Edelstahlauskleidung ist zusätzlich mit einer Leckageüberwachung versehen und wird in diesem Bericht im Zusammenhang mit den passiven Komponenten behandelt.

Reaktorbecken und Absetzbecken sind zur Vermeidung einer Stoßübertragung von den Außenwänden entkoppelt (0 m und 11,7 m-Ebene). Die Becken sind zusätzlich durch die Ausbildung von Bewegungsfugen am Anschluss benachbarter Decken vor unzulässigen Auswirkungen infolge induzierter Erschütterungen geschützt.

Die maximale Wassertemperatur im Reaktorbecken und Absetzbecken wird mit 50 °C angegeben. Damit hat auch der Stahl liner eine Temperatur von maximal 50 °C, welche auch im Stahlbeton anzunehmen ist.

Im Falle von größeren Leckagen am Absetzbecken oder Reaktorbecken ist eine Erkennung über die Leckageüberwachung zu erwarten. Im Falle von kleinen Leckagen ist eine stetige Durchfeuchtung des Stahlbetons denkbar, welcher das Wasser aufsaugt, ohne dass dies von der Leckageüberwachung erfasst würde. Eine solche langfristige Durchfeuchtung könnte zu beschleunigten Alterungsprozessen inkl. Korrosion des Stahlbetons führen.

2.1.1.1.2 Primärzelle

Die Primärzelle schließt an das Absetzbecken an (siehe Abb. 2.4). Sie ist ein wasserdichter und flutbarer Raum, in dem die Primärpumpen, die Primärwärmetauscher sowie

das Primärrohrleitungssystem außerhalb des Reaktor-/Absetzbeckens untergebracht sind.

Im Falle von größeren Leckagen in der Primärzelle ist eine Erkennung über die Leckageüberwachung zu erwarten. Im Falle von kleinen Leckagen ist auch hier eine stetige Durchfeuchtung des Stahlbetons denkbar, welcher das Wasser aufsaugt, ohne dass dies von der Leckageüberwachung erfasst würde. Eine solche langfristige Durchfeuchtung könnte zu beschleunigten Alterungsprozessen inkl. Korrosion des Stahlbetons führen.

2.1.1.2 Neutronenleiterhalle (UYH)

Zwischen FRM-I und FRM-II befindet sich die ca. 60 m lange und im Mitteltrakt ca. 10 m hohe Neutronenleiterhalle (siehe Abb. 2.3), welche oberhalb des Geländeneiveaus an die westliche Außenwand des Reaktorgebäudes anbindet. Die Höhe der Seitenschiffe beträgt ca. 6 m. Die 48 m breite Neutronenleiterhalle UYH erstreckt sich bis ca. 4 m vor das Ringgebäude des FRM I. Sie ist nur in ihrem östlichen Teil durch UJB (siehe Abschnitt 2.1.1.3) unterkellert, wie in Abb. 2.4 dargestellt. An die nördliche Außenwand von UYH grenzt zu einem Teil das unterkellerte Zugangsgebäude UBA. Es besteht kein Zugang zum Keller (UJB).

Die Neutronenleiterhalle dient zur Aufnahme der Neutronenleiter und von Experimentierreinrichtungen. Sie wurde aus Fertigteilen errichtet, wobei die leicht geneigten Dachflächen mit Leichtbetondielen bzw. Stegblechelementen abgedeckt worden sind. An den Hallenlängsseiten und im Hallendach sind Fensterbänder bzw. Lichtkuppeln angeordnet.

Die Neutronenleiterhalle (UYH) ist oberhalb des höchsten Grundwasserspiegels gegründet (Gründungstiefe der Bodenplatte liegt bei ca. 1 m). Ein Schutz gegen drückendes Wasser war daher für dieses Bauwerk nicht erforderlich. Die Bodenplatte des nicht unterkellerten Teils der Neutronenleiterhalle UYH wurde auf einer Kiesfilterschicht mit PE-Folie betoniert sowie durch eine bituminöse Abdichtung der Stirnflächen nach DIN 18195 /DIN 83/ vor Durchfeuchtung geschützt.

2.1.1.3 Keller Neutronenleiterhalle (UJB)

Der Keller (UJB) der Neutronenleiterhalle befindet sich unter dem östlichen Teil der Neutronenleiterhalle und grenzt an das Reaktorgebäude (siehe Abb. 2.4). Dieser

Kellerbereich ist auf einer Gründungskote von ca. -6 m bis ca. -8 m, also unterhalb des mittleren Grundwasserspiegels gelegen. Der Keller UJB, welcher wie das Reaktorgebäude im Grundwasser gegründet ist, wurde mit einer gemeinsamen bituminöse Bauwerksabdichtung gegen von außen drückendes Wasser versehen. Die Abdichtung wurde gemäß DIN 18195 Teil 6 /DIN 83/ ausgebildet. Des Weiteren wurde die Abdichtung so ausgelegt, dass sie auch eine Barriere gegen das Austreten von Flüssigkeiten aus dem Kontrollbereich in das Erdreich darstellt. Die Abdichtung für das Bauwerk UJB erfolgt von der Gebäudesohle bis zur Bauwerkskote -1,70 m (472,8 m üNN). Die Wandabdichtung für UJB ist im Süden und Westen von Erdreich umgeben. Im Norden schließt das Zugangsgebäude UBA, im Osten das Reaktorgebäude UJA an. Alle erdberührten Flächen des Kellerbereichs UJB oberhalb der äußeren Bauwerksabdichtung haben eine Abdichtung gegen eindringende Feuchtigkeit.

Der Einschluss und die Rückhaltung radioaktiver Stoffe ist durch die baulichen Anlagen in Verbindung mit den Lüftungstechnischen Einrichtungen und den Einrichtungen zur Abwassersammlung sowie der kontrollierten Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser und Luft sicherzustellen. Dies ist u. a. dann gewährleistet, wenn nicht nur die Integrität des Reaktorgebäudes, sondern auch die des Kellerbereiches unter der Neutronenleithalle sichergestellt ist.

2.1.1.4 Tertiär-Rückkühler (URA)

Die Tertiär-Rückkühler sind getrennt von den anderen Gebäuden auf dem Anlagengelände angeordnet und bestehen aus zwei Wasserauffangbecken und sechs Rückkühlaggregaten. Die Becken haben jeweils die Abmessungen ca. 18 m x 6 m und eine Tiefe von ca. 4,5 m. Die Becken liegen ca. 3,5 m im Erdreich. Die aufgesetzten Rückkühler enden in einer Höhe von ca. 6,5 m. Die auf einer Sohlplatte gegründeten Wasserauffangbecken bestehen aus wasserundurchlässigem Stahlbeton. Eine Auslegung gegen Einwirkungen von außen besteht nicht, da ihnen keine sicherheitstechnische Bedeutung zukommt.

Die Sohlplatte und die Beckenböden des Tertiär-Rückkühlers URA sind auf Gründungskoten von ca. -3,7 m und ca. -1,9 m und in einer sandigen Kiesschicht gegründet. Der unterirdische Bereich wurde als „Weiße Wanne“ mit wasserundurchlässigem Beton ausgebildet, um die erforderliche Begrenzung der Wasserdurchlässigkeit zu gewährleisten. Dadurch ist eine zusätzliche Abdichtung der Außenseite gegen eindringendes Wasser nicht erforderlich.

2.1.1.5 Auslegungs- und Betriebsparameter FRM II

Betriebsparameter der Bauwerke sind als Außenklima die Witterungsverhältnisse am Standort Garching, und auf der Innenseite herrscht i.d.R. klimatisierte Raumluft vor. Bei den unterirdischen Teilen der Bauwerke ist zu beachten das nicht nur der anstehende Boden eine Randbedingung darstellt, sondern bei tiefen Bauwerken auch ein ständiger Kontakt zum Grundwasser vorhanden ist.

Die Standsicherheit und Gebrauchsfähigkeit der Bauwerke wurde zum einen durch die Auslegung gegen konventionelle Lasten, wie sie z. B. in der DIN 1055 (siehe /DIN 75/ und /DIN 86/) festgelegt sind, sichergestellt. Zum andern stellen Bauwerke kerntechnischer Anlagen sogenannte bauliche Anlagen besonderer Art und Nutzung dar. Daher müssen sie über die in den baurechtlichen Bauvorschriften festgelegten konventionellen Anforderungen hinaus spezifischen Anforderungen aus dem kerntechnischen Regelwerk genügen. Diese sind z. B. in KTA 2201 /KTA 90/ und KTA 2207 /KTA 92/ für die Ereignisse aus Einwirkungen von außen, dem BEB (Bemessungserdbeben) und dem BHW (Bemessungshochwasser) sowie in DIN 25449 /DIN 87/ für Ereignisse aus Einwirkungen von innen festgelegt. Die atomrechtliche Genehmigung nach § 7 AtG /ATG 97/ zur Errichtung der baulichen Anlagen des FRM II schließt nach Art. 94 BayBO /BAY 94/ die Berücksichtigung der materiell-baurechtlichen Anforderungen ein.

Der Einschluss und die Rückhaltung radioaktiver Stoffe ist durch die baulichen Anlagen in Verbindung mit den Lüftungstechnischen Einrichtungen und den Einrichtungen zur Abwassersammlung sowie der kontrollierten Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser und Luft sicherzustellen. Dies ist gewährleistet, wenn

- ein ausreichender Schutz vor dem Eindringen radioaktiver Stoffe in den Boden und in das Grundwasser gegeben ist, wobei die baulichen Anlagen und die Abwasserleitung entsprechend auszuführen sind und die Einhaltung der genehmigten Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser im bestimmungsgemäßen Betrieb sichergestellt sein muss;
- luftgetragene radioaktive Stoffe gezielt erfasst werden, wobei die Rückhaltung und die Unterdruckhaltung sowie die Einhaltung der Druckstufungen der Lüftungsanlagen, der Auslegungsleckrate und der genehmigten Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft im bestimmungsgemäßen Betrieb sichergestellt sein müssen;

- die Dichtheit des Reaktorhallenbereiches so weit gesichert ist, dass die zulässige Leckrate bei Störfällen mit Aktivitätsfreisetzung in die Reaktorhalle eingehalten wird, wobei der lüftungstechnische Abschluss des Reaktorhallenbereiches und die Integrität des Reaktorgebäudes und des Kellerbereiches unter der Neutronenleiterhalle sichergestellt sein müssen.

Das Eindringen von Grundwasser und Hochwasser in die sicherheitstechnisch wichtigen Bauwerke wird durch die höhenmäßige Gebäudeanordnung, durch die druckwasserdichte Bauwerksabdichtung bzw. Ausführung der erdberührten Kellerwände als Weiße Wannen und durch die druckwasserdichte Auslegung der betreffenden Durchführungen verhindert.

Der höchste Grundwasserstand von 472,5 m üNN wird aus Aufschlussbohrungen abgeleitet. Damit liegt der maßgebende Grundwasserhöchststand ca. 2,0 m unter der auf 474,5 m üNN festgelegten Kote 0 m der Bauwerke. Bei einer mittleren Gründungstiefe von 7,5 m bzw. 6,0 m steht somit das Reaktorgebäude (UJA) bis ca. 5,5 m und der Kellerbereich unter der Neutronenleiterhalle (UJB) bis ca. 4,0 m im drückenden Wasser. Mit der gemäß KTA 2501 ausgelegten Grundwasserabdichtung ist der anforderungsgerechte Schutz dieser Bauwerke vor unzulässigen Einwirkungen durch das Grundwasser gewährleistet. Das Hilfsanlagengebäude (UTA), die Tertiär-Rückkühler (URA) und der Verbindungskanal (URZ) stehen ebenfalls im drückenden Wasser. Da diesen Bauwerken keine sicherheitstechnische Bedeutung zukommt, wurden die zum Schutz gegen eindringendes Grundwasser verwendeten Weißen Wannen als ausreichend angesehen. Auch das Zugangsgebäude (UBA), in dem die Schaltwarte und die Sicherungszentrale untergebracht sind, steht im drückenden Wasser. Sie erhielten ebenfalls eine Weiße Wanne. Die bei Verwendung von Weißen Wannen zu erwartende höhere Raumluftfeuchte ist allerdings zu beachten. Sie kann jedoch durch lüftungstechnische Maßnahmen begrenzt werden.

2.1.2 FRMZ

Bei dem FRMZ handelt es sich um einen TRIGA Mark II-Reaktor, welcher mit der gesamten Abschirm-Konstruktion über der Erde errichtet wurde. Die Betonabschirmung wird von vier horizontalen Strahlrohren und einer thermischen Säule durchdrungen. Die thermische Säule wird durch ein fahrbares Beton-Strahlenschutztor abgeschlossen.

Der FRMZ besteht im Wesentlichen aus vier miteinander verbundenen Gebäuden, wie in Abb. 2.5 und Abb. 2.6 dargestellt. Es werden im Folgenden nur Anlagenteile des FRMZ behandelt, welche strahlenschutztechnisch von Bedeutung sind:

- Reaktorhalle
 - Betonkonstruktion um den Reaktor (Reaktorbecken)
 - Reaktorwarte
- Heißlabortrakt mit „heißem“ Laboratorium und „heißer“ Zelle
- Laboratoriumsgebäude mit Zwischentrakt

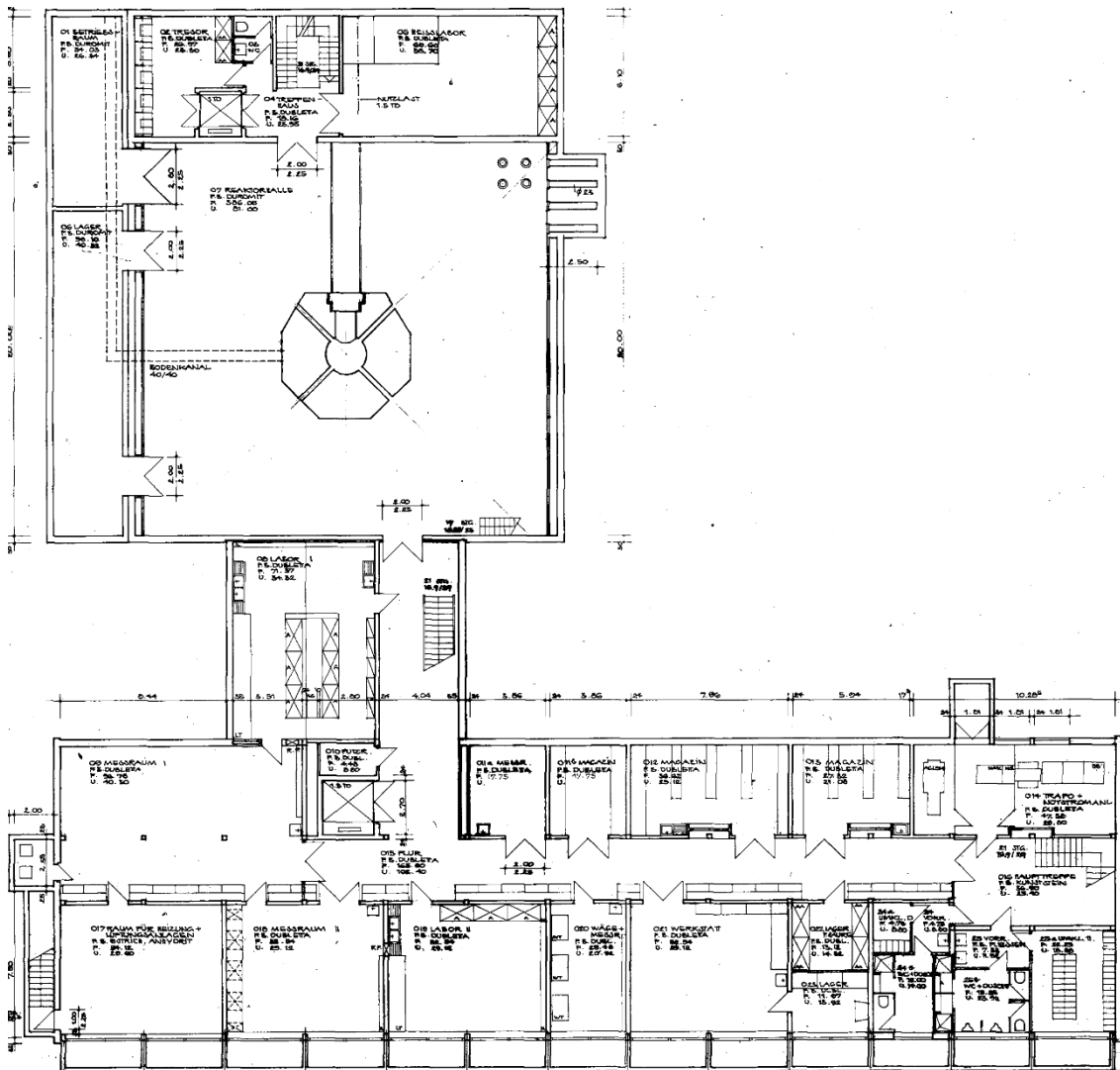


Abb. 2.5 Grundriss Kellergeschoss des FRMZ /MEN 62/

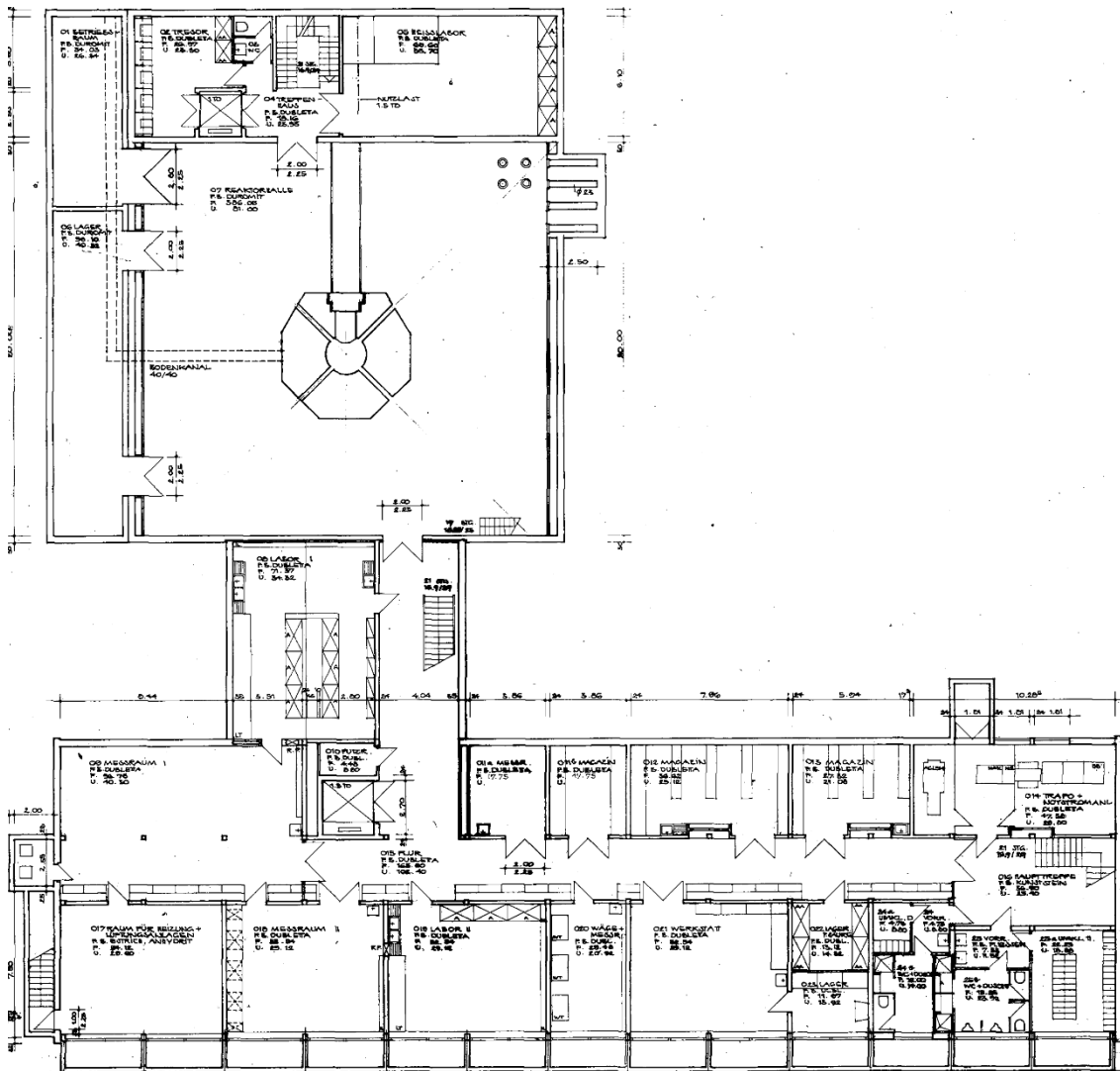


Abb. 2.6 Grundriss Erdgeschoss des FRMZ /MEN 62/

Wenn nicht anders zitiert, wurden die in diesem Kapitel dargelegten Informationen aus /MEN 62/ und /TÜV 62/ entnommen. Auf die als wesentlich erachteten Bauwerke des FRMZ sowie einige darin befindlich Bauwerksteile wird in den nachfolgenden Unterkapiteln detailliert eingegangen.

2.1.2.1 Reaktorhalle

Die Reaktorhalle (s. Abb. 2.7) hat eine Grundfläche von 20 m x 20 m und eine Innenhöhe von 13 m. Der Boden der Halle liegt auf der Kellersohle. Die Reaktorhalle wurde zum Zwecke der besseren Abdichtung nach außen ohne Fenster errichtet. Das Konstruktionsgefüge der Halle ist aus Stahlbeton. Das Dach besteht aus einer 10 – 12 cm dicken Betondecke, und einem darüberliegenden Dachaufbau in Form eines sogenannten „Entlüfteten Warmdachs“ mit einer Dachdichtung aus Dachpappe und Bitumenanstrich und

darauf einer 4 cm dicken Kiesschüttung zur Wärmeisolierung. Eventuell anfallendes Schichtwasser wird durch eine Drainage abgeführt.

Der Hallenboden wurde aus Stahlbeton gefertigt. Die Abdichtung des unter der Erde gelegenen Teils der Halle erfolgte durch einen besonderen, abdichtenden Estrich (Wandex-Verfahren). Eine besondere Berücksichtigung des Grundwassers wurde nicht notwendig erachtet, da der Grundwasserspiegel in 50 m bis 60 m Tiefe liegt.



Abb. 2.7 Reaktorhalle des FRMZ mit Blick auf den Reaktor und die Reaktorwarte /IFK 20/

Der Boden der Reaktorhalle wurde als Weiße Wanne ausgebildet und mit fugenlos verschweißtem Kunststoffbelag versehen, der an den Wänden hohlkehlig hochgezogen ist. Dadurch, dass die niedrigste Schwelle mindestens 6 cm hoch ist, kann das gesamte Wasser des Reaktortanks bei eventuellen Leckagen in der Halle aufgefangen werden. Damit soll vermieden werden, dass radioaktiv kontaminiertes Wasser nach außen gelangen kann. Zudem ist an der niedrigsten Stelle des Hallenbodens ein Abfluss, der in die beiden 20 m³ großen Vorspeichertanks der Abwasseranlage führt. Wände und Betonkonstruktion sind mit einem abwaschbaren Anstrich versehen. Die Halle druckfest

und mit definierter Leckrate zu errichten, wurde als nicht notwendig erachtet, da auch beim größten anzunehmenden Störfall keine unzumutbare Belastung der Umgebung zu erwarten sind.

Die Nord- und Südwand der Halle sind als Doppelwände ausgebildet, in denen die Lüftungskanäle und Heizkörper untergebracht sind. Die Frischluft wird durch Schlitze auf der einen Hallenseite in drei Zonen übereinander zugeführt, während die Abluft ebenfalls durch Schlitze auf der gegenüberliegenden Seite in drei Zonen abgesaugt wird. Über die Belüftungsanlage der Reaktorhalle wird ein Unterdruck in dieser erzeugt. Zur Sicherung dieses Unterdruckes sind auch alle in die Reaktorhalle führenden Türen mit Gummidichtungen versehen.

2.1.2.1.1 Betonkonstruktion um den Reaktor

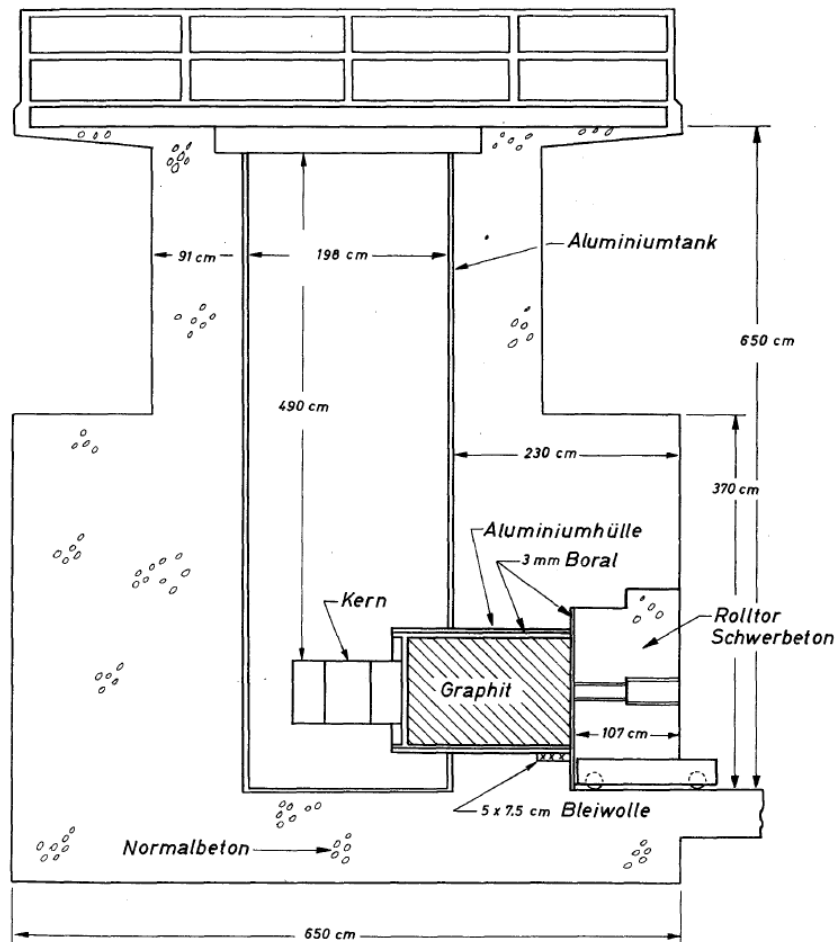


Abb. 2.8 Vertikaler Schnitt durch den Reaktor und die umgebende Betonkonstruktion /MEN 62/

Die den Reaktor umgebende Betonkonstruktion – die als eine Art Reaktorbecken gesehen werden kann – befindet sich in der Reaktorhalle, wie in Abb. 2.5, Abb. 2.6 und Abb. 2.7 gezeigt. Ein vertikaler Schnitt durch dieses Bauteil ist jeweils in Abb. 2.8 und Abb. 2.10 (auf Seite 28) dargestellt. Die im Grundriss achteckige Betonkonstruktion hat eine Breite von 6,5 m, besteht aus Stahlbeton und dient sowohl zur Aufnahme des Reaktortanks mit dem Reaktorkern als auch als Biologisches Schild. Der Innenraum für den Reaktortank hat ca. 2 m Durchmesser und ist ca. 6,5 m hoch. Im Reaktortank aus Aluminium befindet sich vollentsalztes Wasser, das eine maximale Temperatur von 50°C erreichen kann. Maximale Druckbeanspruchung in ihm durch hydrostatischen Wasserdruck beträgt 98 kPa (1 atü, 0,98 bar).

Die Betonkonstruktion hat bis zu einer Höhe von 3,7 m eine Wandstärke von etwa 2,3 m, darüber beträgt sie etwa 0,9 m. Es wurde Normalbeton mit einer Dichte von 2,3 g/cm³ verwendet.

2.1.2.1.2 Reaktorwarte

Die 23 m² große Reaktorwarte befindet sich innerhalb der Reaktorhalle in Höhe des Obergeschosses und der Reaktorplattform (siehe Abb. 2.7). Zur Halle hin ist sie aus Glas gefertigt, damit der größte Teil der Halle gut eingesehen werden kann.

2.1.2.2 Heißlabortrakt

Der Heißlabortrakt befindet sich in Form eines Anbaus an der Rückseite der Reaktorhalle, hebt sich von dieser jedoch äußerlich nicht ab (siehe Abb. 2.5 und Abb. 2.6). Er ist 22 m lang und 6,4 m breit. Die Außenwände sind 30 cm dick und besitzen zur Wetterseite hin noch eine 10 cm dicke Verkleidung.

Im Kellergeschoss befinden sich das „heiße“ Laboratorium mit der „heißen“ Zelle und ein Isotopenmagazin. Im Erdgeschoss ist der Maschinenraum für die Lüftungs- und Filteranlagen des heißen Labors untergebracht. Im 1. Obergeschoss ist je ein Lager für inaktive und aktive Geräte und ein Labor zum Dekontaminieren aktiver Geräte. Im 2. Obergeschoss befinden sich Maschinen und Filter für die Hallenbelüftung.

Der Fußboden aller Räume ist als Weiße Wanne ausgebildete und fugenlos mit verschweißtem PVC-Belag ausgelegt, der an den Wänden hohlkehlig hochgezogen wurde. Die Wände sind mit einem abwaschbaren Dispersionsanstrich versehen.

2.1.2.3 Laboratoriumsgebäude mit Zwischentrakt

Das Laboratoriumsgebäude ist östlich der Reaktorhalle gelegen und mit diesem durch einen ca. 10 m langen und 12 m breiten Zwischentrakt verbunden (siehe Abb. 2.5 und Abb. 2.6). Es ist ca. 54 m lang und 15 m breit. Seine Außenwände sind 33 cm dick. Diese beiden Gebäudeteile verfügen je über einen Keller-, ein Erd- und ein Obergeschoss. Die Höhe der einzelnen Geschosse beträgt 3,75 m. Auf dem Laboratoriumsgebäude befindet sich weiterhin ein verkleinertes Maschinenstockwerk, in dem die Lüftungsmaschinen etc. für dieses Gebäude platziert sind. Das Laboratoriumsgebäude hat nur einen Zugang von außen, welcher an der Nordostecke von Osten her in das Erdgeschoss führt.

Im Erdgeschoss des Laboratoriumsgebäudes befindet sich der Raum der leitenden Wissenschaftler, aus welchem durch ein großes Fenster Sichtverbindung mit der Reaktorhalle besteht.

Die Belastbarkeit der Decken des Laboratoriumsgebäudes beträgt 1.000 kg/m^2 . Beide sind in Stahlbetonskelettbauweise auf Streifenfundamenten errichtet, wobei an mehreren Stellen Dehnungsfugen angebracht sind. Die Rahmenkonstruktion des Gebäudes ist so ausgebildet, dass zwei Säulenreihen einen 3 m breiten Mittelgang zwischen einem 5 m und einem 7 m breiten Gebäudeteil bilden. Auf der schmaleren Seite sind die Arbeitsräume, auf der breiteren die Laboratorien und Messräume angeordnet. Alle Zu- und Ableitungen für die Installation sowie alle sonstigen Versorgungsleitungen sind auf der Laboratoriumsseite des Mittelganges verlegt. Sie sind durch leicht abnehmbare Platten verkleidet. Auf diese Weise wird gewährleistet, dass jederzeit ohne zusätzliche Stemm- und Verputzarbeiten Zusatz- und Wahlleitungen in jeden Raum gelegt werden können. Die lichte Breite des Mittelganges beträgt dann noch 2,30 m.

Die Fußböden aller Labore sind als Weiße Wanne ausgebildet und mit fugenlos verschweißtem PVC-Belag ausgelegt, der an den Wänden hohlkehlig hochgezogen ist. Die Wände sind mit einem abwaschbaren Dispersions-Anstrich versehen.

2.1.2.4 Betriebsparameter und Auslegung des FRMZ

Auf der Außenseite der Bauwerke liegen als Betriebsparameter die Witterungsverhältnisse am Standort Mainz vor. Auf der Innenseite herrscht i. d. R. klimatisierte Raumluft vor. Bei den unterirdischen Teilen der Bauwerke ist zu beachten, dass der anstehende

Boden eine Randbedingung darstellt, wodurch Feuchtigkeit in die Bauwerke eindringen könnte.

Laut /MEN 62/ ergaben Bodenuntersuchungen, dass der Boden mit einer Belastbarkeit von 2 kp/cm^2 eine normale Belastbarkeit aufweist und daher besondere Maßnahmen im Hinblick auf Setzungen der Bauwerke nicht notwendig sind. Das trifft auch für das Reaktorfundament zu, für welches der Reaktorhersteller (General Atomics Inc., USA) eine Belastbarkeit von 3.000 Pfund pro Quadratfuß (entspricht etwa $1,5 \text{ kg/cm}^2$), vorschrieb. Die drei Baukörper, Reaktorhalle mit Heißlabortrakt, Zwischentrakt und Institutsgebäude wurden auf voneinander getrennten Fundamenten errichtet. Die zu erwartenden unterschiedlichen Setzungen, die in der Größenordnung von wenigen Millimetern erwartet wurden, sollten durch Dehnungsfugen zwischen den drei Baukörpern ausgeglichen werden. Die über die Dehnungsfugen verlegte Installation wurde so geführt, dass dabei keine Beschädigungen auftreten sollten.

2.2 Passive mechanische Einrichtungen in deutschen Forschungsreaktoren

2.2.1 FRM II

Der Forschungsreaktor FRM II ist ein Poolreaktor. Wesentliche Systeme mit passiven technischen Einrichtungen des FRM II sind das Reaktor- und Absetzbecken, der Moderator-tank, das Primär-Kühlsystem inklusive Zentralkanaleinheit, das Notkühlsystem sowie das Reinigungssystem und weitere Kühlsysteme (Moderator-, Becken-, Sekundär-, Tertiär-Kühlsystem). Die Systeme haben sicherheitstechnische oder betriebliche Aufgaben.

Die im wesentlichen verwendeten Konstruktionswerkstoffe für die passiven Komponenten sind die Aluminiumlegierung AlMg3 und austenitische Stähle. Diese werden sowohl in Bereichen mit höherer Neutronenfluenz als auch in solchen mit geringerer oder keiner Neutronenfluenz eingesetzt.

Ein Betriebszyklus des FRM II bei Vollast ist im Unterschied zu einem Leistungsreaktor deutlich kürzer und dauert 60 Tage. In der Regel wird der Reaktor innerhalb eines Jahres vier Mal an- und abgefahren.

2.2.1.1 Reaktorbecken und Absetzbecken

Die Stahlbetonkonstruktion des Reaktor- und das Absetzbecken (siehe Abschnitt 2.1.1.1.1 und Abb. 2.9), welche zusammen ein Wasservolumen von ca. 700 m³ haben, sind mit austenitischem Stahl ausgekleidet. Die Auskleidung wird auf Leckagen überwacht. Das Reaktorbecken, das Absetzbecken und das Primär-Kühlsystem sind miteinander verbunden, so dass überall die gleiche Wasserchemie für das Leichtwasser H₂O (pH 5-6, Leitfähigkeit < 1 µS/cm) vorliegt /TÜV 97/.

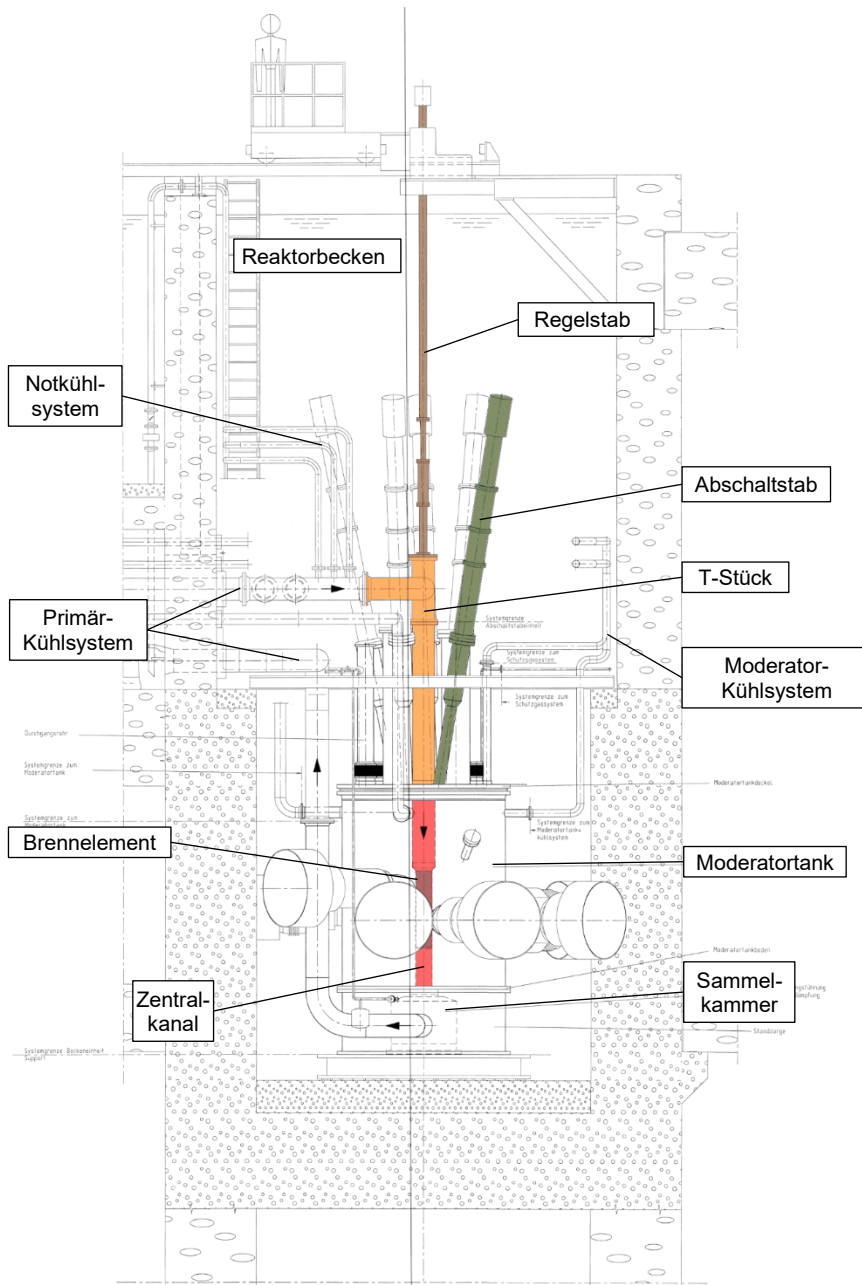


Abb. 2.9 FRM II Reaktorbecken mit Einbauten (Original-Zeichnung bearbeitet)
/SIE 94/

2.2.1.2 Moderatortank

Der zentrale Einbau im Reaktorbecken ist der zylindrische Moderatortank mit Schwerwasser (D₂O) als Moderatormedium. Der Moderatortank ist die Barriere zwischen Moderatormedium und dem Leichtwasser im Reaktorbecken. Der mittig im Moderatortank eingebaute Zentralkanal ist die Barriere zwischen dem Moderatormedium und dem Primärkühlmittel.

Der Moderatortank ist über eine angeschweißte Standzarge mit dem Boden des Reaktorbeckens verbunden. Ebenfalls zum Moderatortank gehört die in der Mitte des Bodens angeschweißte Sammelkammer, welche den Auslass des Primärkühlmittels aus der Zentralkanaleinheit darstellt. Tank, Standzarge und Sammelkammer sind aus der Aluminiumlegierung AlMg3 (EN AW-6754) gefertigt.

Über einen Einlass- und einen Auslassstutzen ist der Moderatortank an das Moderator-Kühlsystem angeschlossen /TÜV 97/. Die Auslegungs- und Betriebsparameter des Moderatortanks sind in Tab. 2.1 wiedergegeben.

Tab. 2.1 Auslegungs- und Betriebsparameter Moderatortank FRM II

	Auslegung		Betrieb		Neutronenfluss (n cm ⁻² s ⁻¹)
	T (°C)	P (kPa/bar)	T (°C)	P (kPa/bar)	
Moderatortank	80	300/3 Innen 220/2,2 Außen	~37 – 52	180/1,8 Innen < 140/1,4 Außen	8×10 ¹⁴

2.2.1.3 Zentralkanaleinheit – Zentralkanal und T-Stück

Die Zentralkanaleinheit des FRM II setzt sich aus dem T-Stück, dem Zentralkanal, dem Festabsorber, der in den Zentralkanal eingehängt ist und aus einem Aluminiumrohr mit neutronenabsorbierender Schicht besteht, einem Schutzrohr für das Regelstabgestänge, welches zum Schutz des Regelstabes gegen Querströmungen am oberen Ende über den Flansch der Regelstabdurchführung befestigt wird und in einer Schiebeverbindung im Brennelementkopf endet, sowie dem Strömungshemd, welches in den unteren Bereich des Zentralkanals unterhalb des Brennelements eingeschoben ist, zusammen.

Am Festabsorber, dem Schutzrohr für das Regelstabgestänge und dem Strömungshemd treten nach dem Anfahren des Reaktors keine Druck- oder Temperaturgradienten auf. Sie sind für eine zulässige Betriebstemperatur von 80 °C und einen zulässigen Betriebsüberdruck von 200 kPa (2 bar) ausgelegt. Der Zentralkanal, das Aluminiumrohr des Festabsorbers und das Strömungshemd sind aus der Aluminiumlegierung AlMg3 (EN AW-5754) gefertigt. Des Weiteren erfüllen diese Komponenten keine Rückhalte- oder Barrierefunktionen, weswegen sie hier nicht vertieft betrachtet werden müssen /TÜV 97/.

Der Zentralkanal ist über das T-Stück am oberen Ende und die Sammelkammer am unteren Ende mit den Leitungen des Primärkühlsystems verbunden. Gleichzeitig ist der Zentralkanal über oben und unten liegende Flansche mit überwachter Doppeldichtungen mittig in den Moderator tank eingebaut und grenzt das Primärkühlmittel vom Moderator medium ab. Am unteren Ende befindet sich ein Doppelkompensator, um unterschiedliche Wärmeausdehnungen zwischen Zentralkanal und Moderator tank auszugleichen. Das zylindrische Brennelement befindet sich in der Mitte des Zentralkanals /TÜV 97/.

Im Normalbetrieb mit Zwangsumwälzung wird der Zentralkanal von oben nach unten vom Primärkühlmittel durchströmt. Es treten Betriebstemperaturen bzw. -drücke von ca. 38 °C und ca. 1.120 kPa (11,2 bar) beim Eintritt auf. Am Austritt des Zentralkanals liegen Betriebstemperaturen bzw. -drücke von ca. 52 °C und ca. 140 kPa (1,4 bar) vor (s. Tab. 2.2). Im Falle des Naturumlaufts kehrt sich die Strömungsrichtung und entsprechend der Temperaturgradient im Zentralkanal um. Ebenso steht dann am oberen Ende des Zentralkanals und im T-Stück nicht mehr der Druck der Primärkühlpumpen, sondern nur noch der hydrostatische Druck an.

Tab. 2.2 Auslegungs- und Betriebsparameter Zentralkanaleinheit FRM II

	Auslegung		Betrieb		Neutronenfluenz (n cm ⁻²)
	T (°C)	P (kPa/bar)	T (°C)	P (kPa/bar)	
T-Stück	80	1.600/16	~37	~1.120/11,2	k. A.
Zentralkanal	80	1.600/16	~37 Eintritt ~53 Austritt	~1.120/11,2 Eintritt ~140/1,4 Austritt	2×10 ²³ (nach 10,5 Vollastjahren)
unterhalb Sitz des Brennelementkopfes		250/2,5			

2.2.1.4 Leitungen, Pumpengehäuse, Armaturengehäuse und Kühler der Kühlsysteme

Die meisten Komponenten der Kühlsysteme sind für eine Temperatur von 80 °C und einen Druck von 1.600 kPa (16 bar) ausgelegt. In der Regel wird ein austenitischer Stahl für die Komponenten verwendet.

2.2.1.4.1 Primär-Kühlsystem

Das Primär-Kühlsystem setzt sich aus der im Abschnitt 2.2.1.3 beschriebenen Zentralkanaleinheit, den anschließenden Leitungen, den Armaturen, den Pumpen und zwei U-Wärmetauschern zusammen. Alle Komponenten sind aus austenitischem Stahl gefertigt. Im Falle der Pumpengehäuse und der Wärmetauscher sowie von Leitungen und Armaturengehäuse, für die Bruchausschluss besteht, ist dies der stabilisierte austenitische Stahl 1.4550 (X6 CrNiNb 18-10). Die Sekundärseite des Wärmetauschers ist an das Sekundär-Kühlsystem (siehe Abschnitt 2.2.1.4.5) angeschlossen /TUM 93a/, /TÜV 97/. Der Kühlmitteldurchsatz im Primär-Kühlsystem liegt während des Betriebs der Anlage bei konstant 300 kg/s /FRA 01/. Auslegungs- und Betriebsparameter der Komponenten des Primär-Kühlsystems sind in Tab. 2.3 wiedergegeben.

Tab. 2.3 Auslegungs- und Betriebsparameter Primär-Kühlsystem FRM II

	Auslegung		Betrieb	
	T (°C)	P (kPa/bar)	T (°C)	P (kPa/bar)
Leitungen (saugseitig)	80	200/2	52	140/1,4
Leitungen (druckseitig)	80	1.600/16	37	1.200/12
Pumpengehäuse	80	1.600/16	52	1.200/12
Armaturengehäuse	80	1.600/16	37 – 52	1.200 – 140/ 12 – 1,4
Wärmetauscher (Primärseite)	80	1.600/16	37 – 52	1.200/12
Wärmetauscher (Sekundärseite)	80	1.600/16	30 – 40	< 300/3

2.2.1.4.2 Notkühlsystem

Das Notkühlsystem besteht aus den Leitungen, die an das T-Stück der Zentralkanaleinheit anschließen, und Pumpen, die sich im Absetzbecken befinden. Die Leitungen sind aus austenitischem Stahl gefertigt und die Pumpengehäuse aus nicht-stabilisiertem

austenitischem Stahl (1.4301 bzw. 1.4401) /TÜV 97/. Die Auslegungs- und Betriebsparameter der Komponenten des Notkühlsystems sind in Tab. 2.4 wiedergegeben.

Tab. 2.4 Auslegungs- und Betriebsparameter Notkühlsystem FRM II

	Auslegung		Betrieb	
	T (°C)	P (kPa/bar)	T (°C)	P (kPa/bar)
Leitungen	80	1.600/16	37 – 52	1.200/12
Pumpengehäuse	80	1.600/16	37 – 52	1.200/12

2.2.1.4.3 Moderator-Kühlsystem

Die Leitungen, Armaturengehäuse, Pumpengehäuse und der Wärmetauscher des geschlossenen Moderator-Kühlsystems sind aus austenitischem Stahl gefertigt. Die Sekundärseite des Wärmetauschers ist an das Sekundär-Kühlsystem (siehe Abschnitt 2.2.1.4.5) angeschlossen. Das Moderator-Kühlsystem wird beim Betrieb des Forschungsreaktors kontinuierlich betrieben /TÜV 97/. Die Auslegungs- und Betriebsparameter der Komponenten des Moderator-Kühlsystems sind in Tab. 2.5 wiedergegeben.

Tab. 2.5 Auslegungs- und Betriebsparameter Moderator-Kühlsystem FRM II

	Auslegung		Betrieb	
	T (°C)	P (kPa/bar)	T (°C)	P (kPa/bar)
Leitungen	80	1.000/10	52	< 250/2,5
Pumpengehäuse	80	1.000/10	52	< 250/2,5
Armaturengehäuse	80	1.000/10	37 – 52	< 250/2,5
Wärmetauscher (Primärseite)	80	1.000/10	37 – 52	< 250/2,5
Wärmetauscher (Sekundärseite)	80	1.600/16	30 – 40	< 300/3

2.2.1.4.4 Becken-Kühlsystem

Das Becken-Kühlsystem besteht aus den Leitungen, den anschließenden Leitungen, den Armaturen, den Pumpen und einem Plattenwärmetauscher. Die Leitungen, Armaturengehäuse und das Pumpengehäuse sind aus austenitischem Stahl gefertigt und der

Plattenwärmetauscher aus nicht-stabilisiertem austenitischem Stahl (1.4301 bzw. 1.4401). Die Sekundärseite des Wärmetauschers ist an das Sekundär-Kühlsystem (siehe Abschnitt 2.2.1.4.5) angeschlossen. Das Becken-Kühlsystem wird nur bei Bedarf, also diskontinuierlich, betrieben /TÜV 97/. Die Auslegungs- und Betriebsparameter der Komponenten des Becken-Kühlsystems sind in Tab. 2.6 wiedergegeben.

Tab. 2.6 Auslegungs- und Betriebsparameter Becken-Kühlsystem FRM II

	Auslegung		Betrieb	
	T (°C)	P (kPa/bar)	T (°C)	P (kPa/bar)
Leitungen	80	1.000/10	< 40	300/3
Pumpengehäuse	80	1.000/10	< 40	300/3
Armaturengehäuse	80	1.000/10	< 40	300/3
Wärmetauscher (Primärseite)	80	1.000/10	< 40	300/3
Wärmetauscher (Sekundärseite)	80	1.600/16	30 – 40	< 300/3

2.2.1.4.5 Sekundär-Kühlsystem

Die Leitungen, Pumpen und Armaturen des Sekundär-Kühlsystems liegen innerhalb des Kontrollbereichs und sind aus austenitischem Stahl gefertigt. Das Sekundär-Kühlsystem ist über den Primärwärmetauscher an das Primär-Kühlsystem und ebenso über weitere Wärmetauscher an das Moderator- und das Beckenkühlsystem angeschlossen, um die Wärme dieser Systeme über eine Platten-Wärmetauscher an das Tertiär-Kühlsystem abzuführen. Der Platten-Wärmetauscher ist aus einem nicht-stabilisiertem austenitischem Stahl (1.4301 bzw. 1.4401) gefertigt. Der geschlossene Kreislauf des Sekundär-Kühlsystems wird sowohl gegenüber den angeschlossenen Primär-, Moderator- und Becken-Kühlsystemen als auch gegenüber dem Tertiär-Kühlsystem mit geringerem Druck betrieben, um den Eintrag von Verunreinigung in diese Systeme zu verhindern /TÜV 97/. Die Auslegungs- und Betriebsparameter der Komponenten des Sekundär-Kühlsystems sind in Tab. 2.7 wiedergegeben.

Tab. 2.7 Auslegungs- und Betriebsparameter Sekundär-Kühlsystem FRM II

	Auslegung		Betrieb	
	T (°C)	P (kPa/bar)	T (°C)	P (kPa/bar)
Leitungen	80	1.600/16	30 – 40	<300/3
Pumpengehäuse	80	1.600/16	30 – 40	<300/3
Armaturengehäuse	80	1.600/16	30 – 40	<300/3
Wärmetauscher (Primärseite)	80	1.600/16	30 – 40	<300/3
Wärmetauscher (Sekundärseite)	80	1.600/16	< 40	600/6

2.2.1.4.6 Tertiär-Kühlsystem

Die Leitungen, Pumpen und Armaturen des Tertiär-Kühlsystems liegen innerhalb des Kontroll- und des Überwachungsbereichs. Das Tertiär-Kühlsystem führt die anfallende Wärme von dem Wärmetauscher des Sekundär-Kühlsystems zu den Kühltürmen ab. Das System wird mit konditioniertem Brunnenwasser (Vorgaben bezüglich pH-Wert, Biozide, Entkarbonisierung) betrieben. Die Leitungen und Gehäuse des Systems sind aus austenitischem Stahl gefertigt. Eine Ausnahme hiervon sind Rohrleitungskompensatoren, die aus Kunststoff gefertigt sind /TÜV 97/. Die Auslegungs- und Betriebsparameter der Komponenten des Tertiär-Kühlsystems sind in Tab. 2.8 wiedergegeben.

Tab. 2.8 Auslegungs- und Betriebsparameter Tertiär-Kühlsystem FRM II

	Auslegung		Betrieb	
	T (°C)	P (kPa/bar)	T (°C)	P (kPa/bar)
Leitungen	80	1.600/16	< 40	600/6
Pumpengehäuse	80	1.600/16	< 40	600/6
Armaturengehäuse	80	1.600/16	< 40	600/6

2.2.2 FRMZ

Der Forschungsreaktor FRMZ ist ebenfalls ein Poolreaktor vom Typ Triga Mark II (s. Abb. 2.10). Wesentliche Systeme mit passiven technischen Einrichtungen des FRMZ sind der Reaktorbehälter, der Reflektor, das Primär-Kühlsystem, das Reinigungssystem und das Sekundär-Kühlsystem. Die Systeme haben sicherheitstechnische oder betriebliche Aufgaben.

Der Reaktorbehälter des FRMZ ist Innen mit einer geschweißten Auskleidung aus einer Aluminiumlegierung versehen. Die maximale Druckbeanspruchung durch den hydrostatischen Wasserdruck beträgt 98 kPa (0,98 bar) und die maximale Temperatur 50 °C.

Ein Betriebszyklus des FRM II bei Vollast ist im Unterschied zu einem Leistungsreaktor deutlich kürzer. Der Reaktor wird innerhalb eines Jahres mehrmals an- und abgefahren.

2.2.2.1 Reflektor

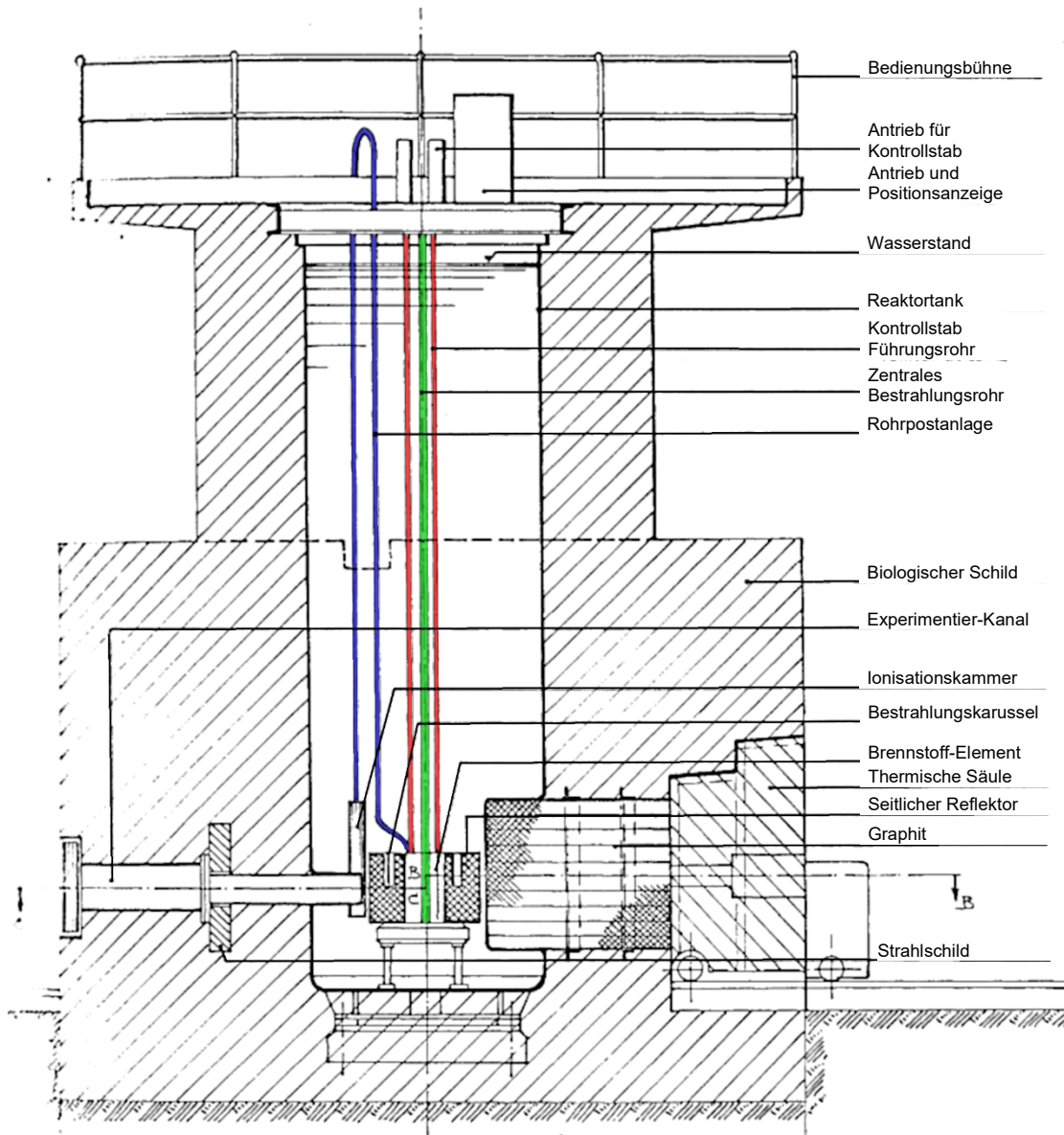


Abb. 2.10 Vertikaler Querschnitt Reaktor FRMZ

Der FRMZ besitzt einen Graphitreflektor in einem geschweißten gasdichten Reflektorgehäuse aus einer Aluminiumlegierung (AlMg3). Das Reflektorgehäuse ist auf einem Rahmengerüst am Boden des Reaktorbehälters verschraubt ist. Die Umgebungsbedingungen für das Gehäuse werden durch das Beckenwasser festgelegt, welches vollentsalzt ist. Daraus ergibt sich bei Betrieb des Reaktors eine Temperatur die deutlich unter 50 °C liegt und auf Grund des Einbauortes besteht ein konstanter hydrostatischer Druck von 59 kPa (0,59 bar).

2.2.2.2 Primär-Kühlsystem

Das Primär-Kühlsystem setzt sich aus den Leitungen, die in den Reaktortank eingehängt sind, ohne dabei Kontakt mit der Auskleidung des Reaktorbehälters zu haben, den Armaturen, den Pumpen und einem Wärmetauscher zusammen. Alle Komponenten bis auf die Armaturengehäuse sind aus austenitischem Stahl gefertigt. Die Armaturengehäuse sind aus korrosionsbeständigem Stahl gefertigt. Das Primärkühlsystem ist für eine Temperatur von bis zu 80 °C und einen Druck von bis zu 700 kPa (7 bar) ausgelegt, wobei die Temperatur im Betrieb nur bei 35 °C liegt.

2.2.2.3 Sekundär-Kühlsystem und Reinigungssystem

Das Sekundär-Kühlsystem (Rohrleitungen, Pumpen, Armaturen, Rippenrohrsystem und Speicherbehälter) des FRMZ ist ein geschlossenes System, welches für einen Druck von 1.000 kPa (10 bar) und eine Temperatur von 50 °C ausgelegt ist. Im Betrieb treten jedoch keine Temperaturen über 35 °C auf und nur ein geringer Überdruck gegenüber dem Primär-Kühlsystem muss gewährleistet sein.

Das Reinigungssystem des FRMZ (Rohrleitungen, Pumpen, Armaturen, Filter und Vollentsalzungsanlage) ist für einen Druck von 700 kPa (7 bar) und eine Temperatur von 80 °C ausgelegt. Im Betrieb treten auch hier nur niedrigere Temperaturen von maximal 35 °C auf.

2.3 Experimentiereinrichtungen in deutschen Forschungsreaktoren

Im Folgenden werden die konstruktiven Gegebenheiten und Beanspruchungen für Experimentiereinrichtungen des FRM II und FRMZ aufgeführt.

2.3.1 FRM II

Für verschiedene Experimentiereinrichtungen des FRM II wurden die konstruktiven Gegebenheiten als auch Beanspruchungen, welche für das Auftreten von Alterungsphänomenen relevant sein können, zusammengefasst.

2.3.1.1 Strahlrohre

Strahlrohre dienen dazu, im Reaktorkern erzeugte Neutronen (thermalisiert oder kalt) über die Neutronenleiter zu den Experimentierplätzen zu leiten. In FRM II sind ein vertikales, zehn horizontale und zwei schräge Strahlrohre vorhanden. Ihre Konstruktion ist derart, dass ein Austritt von (schwerem) Wasser in die Experimentierhalle verhindert wird (s. Abb. 2.11).

Die Strahlrohrnasen sind aus Aluminium, die Kompensatorrohre aus Aluminium oder Edelstahl, die Futterrohre aus Edelstahl gefertigt.

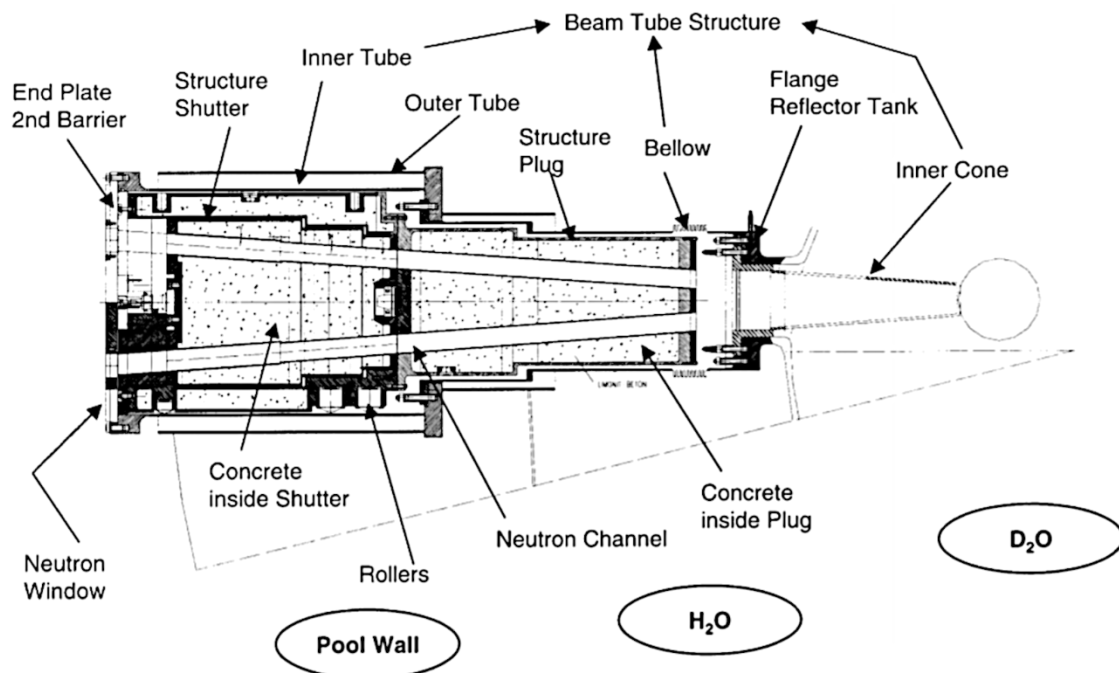


Abb. 2.11 Aufbau eines horizontalen Strahlrohrs im FRM II /COO 01/

2.3.1.2 Kalte Neutronenquelle

Als „Kalte Neutronenquelle“ wird eine Experimentiereinrichtung bezeichnet, in der niederenergetische („kalte“) Neutronen mit $E < 5$ meV gewonnen werden, die dann über

Strahlrohre und Neutronenleiter zu den Experimenten geführt werden. Dazu wird ein Zusatzmoderator (im Falle des FRM II flüssiges D₂ bei 25 K) in den Moderatortank eingebracht. Das Druckniveau liegt ungefähr bei 1,5 bar, im warmen Zustand maximal 3 bar. Das D₂ wird über einen D₂/He-Wärmetauscher verflüssigt. Das kalte He wird über einen konventionellen He-Kryostaten erzeugt.

Aus Strahlenschutz-Gründen (Tritium) sowie zur Vermeidung explosionsfähiger Deuterium-Sauerstoff-Atmosphären und Ausfrieren kondensierbarer Gase sind alle mit D₂ gefüllten Volumina mindestens mit zwei Wänden gegen Luft umgeben. Die Zwischenräume sind entweder evakuiert oder mit Inertgas (He oder N₂) gefüllt. Die Zwischenräume sind überwacht, um D₂-Leckagen frühzeitig zu erkennen. Teile der Zwischenräume sind zwecks thermischer Isolation evakuiert auf $< 10^{-4}$ mbar.

Als Werkstoffe kommen für das Moderatorgefäß und kernnahe Teile der Aufhängung Reinaluminium (Al 99.5) zum Einsatz. Die übrigen Teile des D₂-Systems sind aus Edelstahl gefertigt. Das Vakuumgefäß ist im kernnahen Bereich aus Zirconium-Legierung mit zusätzlichen qualitätssichernden Maßnahmen gefertigt.

Bei Wartungsarbeiten kann der komplette D₂-Inhalt des Systems in einen Pufferbehälter außerhalb der Reaktorhalle oder in einen Metallhydrid-Speicher ausgelagert werden. In diesem Fall ist der Rest des Systems unter einem Druck von etwa 0,1 mbar evakuiert.

2.3.1.3 Heiße Neutronenquelle

Mit einer heißen Neutronenquelle werden Neutronen im Energiespektrum 0,1–1 eV für Experimente zur Verfügung gestellt. Dazu wird ein heißer (ca. 2.600 °C) Graphitblock in den D₂O-Tank eingebracht. Der zylinderförmige Graphitblock wird ausschließlich durch Neutronen- und Gammastrahlung des Kerns aufgeheizt. Er befindet sich in einem doppelwandigen Behälter aus Zirconium-Legierung. Im inneren, evakuierten ($< 10^{-2}$ mbar) Behälter ist der Graphitblock thermisch durch Graphitfilz isoliert, so dass die Wandung des inneren Behälters unter 100 °C bleibt. Der Zwischenraum zwischen innerem und äußerem Behälter ist mit Helium (ca. 4 bar) gefüllt und wird überwacht, um Leckagen zu erkennen und den Reaktor abzuschalten (s. Abb. 2.12).

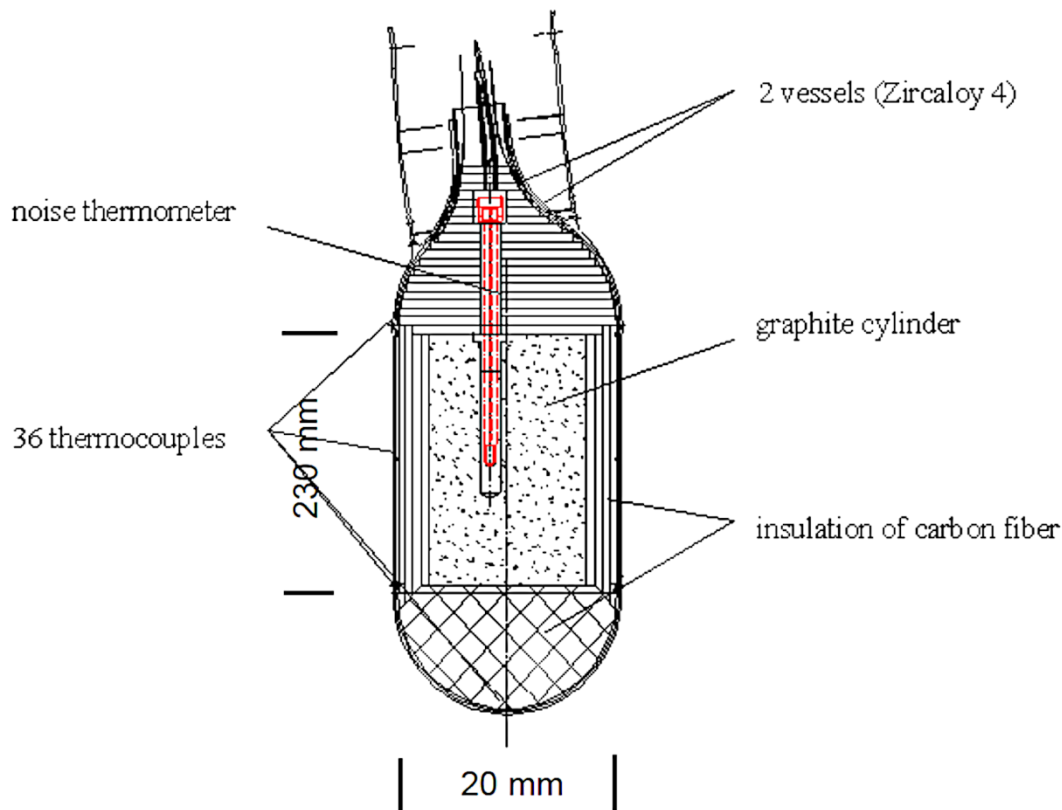


Abb. 2.12 Heiße Neutronenquelle des FRM II /PET 09/

2.3.1.4 Strahlrohrkonverteranlage

Für spezielle medizinische, physikalische und biologische Anwendung wird ein intensiver Strahl schneller oder intermediärer Neutronen benötigt. Dafür kann in Strahlrohr SR10 eine Konverterplatte aus Uran-235 von außen in den Moderatortank eingefahren werden. In dieser Platte werden – induziert durch die Neutronen – Spaltungen ausgelöst, die zu einem Spaltspektrum aus schnellen Neutronen führen. Mittels eines Spektrumshifters und/oder Filtern kann ein intermediäres Neutronenspektrum erzeugt werden. Die Konverterplatte kann auch aus dem Strahlengang entfernt werden, sodass am Experiment ein rein thermisches Neutronenfeld ankommt.

Die Konverterplatte besitzt eine Umhüllung aus Aluminium. Die Kühlung erfolgt mittels Beckenwasser und Konvektionskühlung.

2.3.1.5 Silizium-Dotierungsanlage

Mittels Neutronenstrahlung kann in Halbleiter-Silizium über Neutroneneinfang und Betazerfall Phosphor gebildet werden (das Silizium wird somit dotiert). Die dafür benötigten

Silizium-Kristalle werden in Aluminium-Behältern rotierend (zur Homogenisierung der Dotierung) für wenige Stunden durch das Neutronenfeld bewegt. Der Transport, Neutronenfelddurchlauf, die Abklinglagerung und die Entnahme erfolgen im Wesentlichen automatisch.

2.3.1.6 Bestrahlungseinrichtungen, Rohrpostanlage

Zur Bestrahlung von Werkstoffproben (verpackt in Polyethylenkapseln) können diese mittels Gebläse bis zur Bestrahlungsposition im Moderatortank gefördert werden. Als Fördermedium kommt CO₂ hoher Reinheit zum Einsatz. Nach Bestrahlung können die Proben in einer Parkposition unter Wasser zwischengelagert werden. Die bestrahlten Proben können hinterher entweder in abgeschirmte Transportbehälter geladen oder mittels eines unterirdischen Rohrleitungssystems direkt zu Laboratorien transportiert werden.

Neben zwei Bestrahlungspositionen der „normalen“ Rohrpostanlage gibt es zusätzlich eine Hochfluss-Rohrpostanlage für Substanzen mit Halbwertszeiten im Sekundenbereich. Ihr Aufbau ist ähnlich der „normalen“ Rohrpostanlage. Unterschied ist, dass die Be- und Entladestation mit Plätzen zur Probenmessung ausgestattet ist.

Für Langzeitbestrahlungen werden die Proben in Einheitskapseln aus Reinstaluminium verbracht. Diese werden in die Bestrahlungsrohre eingesetzt. Die Bestrahlungsrohre sind fest mit dem Moderatortank verbunden und werden durch Beckenwasser gekühlt. Bestrahlte Proben können unter Wasser an einer speziellen Stelle bis zur Entnahme abklingen.

Viele kleine Proben können auch mittels der Drehteller-Bestrahlungseinrichtung bestrahlt werden. Dabei handelt es sich um einen rotierenden Zylinder, der die Proben aufnimmt. Die Drehteller-Bestrahlung erfolgt über die Silizium-Dotierungsanlage.

2.3.1.7 Positronenquelle

Die Positronenquelle ist im Wesentlichen ein Nickelkörper, der im Innern des zentralen Regelstabes während eines Reaktorzyklus bestrahlt wird. Durch den Einfang schneller Neutronen bildet sich Co-58, das Positronen emittiert. Nach Bestrahlung wird die Probe in die Heiße Zelle verbracht und steht dort für Experimente zur Verfügung.

2.3.2 FRMZ

Für verschiedene Experimentiereinrichtungen des FRMZ wurden die konstruktiven Gegebenheiten als auch Beanspruchungen, welche für das Auftreten von Alterungsphänomenen relevant sein können, zusammengefasst.

2.3.2.1 Bestrahlungskarussell

Das Bestrahlungskarussell ist ein Aluminiumring, der bis zu 40 Probenkapseln aufnehmen kann. Die Proben können während des Reaktorbetriebes gewechselt werden, indem der Ring von Hand in die gewünschte Position gedreht wird und die Probe mit der Wechsellvorrichtung entnommen bzw. neu eingesetzt werden. Während der Bestrahlung rotiert das Karussell, um die Bestrahlung zu homogenisieren.

Das Bestrahlungskarussell ist vollkommen in ein wasserdichtes Aluminiumgehäuse (AlMg3) eingeschlossen und kommt nur an der Außenseite in Kontakt mit dem Kühlmittel.

2.3.2.2 Zentrales Bestrahlungsrohr

Das zentrale Bestrahlungsrohr ist ein Aluminiumrohr mit einem inneren Durchmesser von 34 mm. Es liegt im Gebiet des maximalen Flusses im Kern und reicht von der Oberkante des Reaktortanks bis zur unteren Gitterplatte. Durch Löcher im Bereich der oberen Gitterplatte ist sichergestellt, dass das Rohr im Kernbereich stets mit Wasser gefüllt ist. Oberhalb kann das Wasser erforderlichenfalls mittels Druckluft herausgedrückt werden. Das zentrale Bestrahlungsrohr kann komplett aus dem Kern entfernt werden.

2.3.2.3 Rohrpostanlage

Mit der Rohrpostanlage können Proben mittels Gasgebläse schnell in den Kern eingebracht und wieder entnommen werden. Zwei Rohrpostanlagen führen in das Laborgebäude, die dritte endet an der Außenwand des Reaktors, wo schnelle chemische Analytik betrieben werden kann. Die Probenbehälter haben dabei einen Durchmesser von 13 mm. Die Probenbehälter stehen senkrecht in der Mittelebene des Kerns.

Die Rohrleitungen der Rohrpostanlage bestehen aus Al 6061 T6.

2.3.2.4 Thermische Säule

Die thermische Säule mit einer Länge von 1,5 m und einem Querschnitt von 1,2 x 1,2 m² erstreckt sich von der Außenseite des Reflektors durch Tankwasser und Betonabschirmung bis zur Innenseite des fahrbaren Strahlenschutztores von rd. 1 m Dicke. In einer geschweißten Aluminiumhülle (13 mm Wandstärke) bilden neun dicht gefügte Graphitblöcke die Kolonne. Im Strahlenschutztor ist eine durch einen Stopfen verschlossene Öffnung mit einem Durchmesser von rd. 150 mm zur einfacheren Zugänglichkeit der Säule eingebracht.

2.3.2.5 Experimentierkanäle

Insgesamt ist der FRMZ mit vier Experimentierkanälen ausgestattet. Sie reichen durch den biologischen Schild bis an den Reflektor. Mit ihnen können größere Objekte bestrahlt oder die Neutronen als Bündel herausgeführt werden. Ihr Durchmesser beträgt auf der dem Kern zugewandten Seite 150 mm und weitet sich bis 200 mm am anderen Ende auf. Die Rohre können mittels Stopfen (Boral, Blei, borierter Stahl und Beton) verschlossen werden. Für Experimente mit definierten Neutronenstrahlen können stattdessen Blenden eingebracht werden.

Drei der vier Experimentierkanäle sind radiale Kanäle. Einer von ihnen reicht von außen bis an den Reflektor. Der zweite ist auf eine zylindrische Aussparung von 250 mm Durchmesser im Reflektor ausgerichtet. Der dritte Kanal durchdringt den Reflektor und reicht bis an den Rand des Kerns und ermöglicht so ein Neutronenspektrum mit relativ vielen schnellen Neutronen. Der vierte Experimentierkanal verläuft tangential zum Reflektor und ermöglicht somit einen Neutronenstrahl mit relativ wenig Gamma-Strahlung.

2.3.2.6 Pulseinrichtung

Mit der Pulseinrichtung können Pulse von 0,03 s Dauer und hoher Leistung bis zu 250 MW erzeugt werden. Da es sich bei dieser Einrichtung im Wesentlichen um leittechnische Einrichtungen der Reaktorleistungsregelung handelt, wird die Pulseinrichtung hier nicht weiter vertiefend betrachtet.

2.4 Deutsche und ausländische Betriebserfahrung

Es wurde die deutsche und ausländische Betriebserfahrung von Forschungsreaktoren im Hinblick auf das Alterungsverhalten technischer Einrichtungen in Forschungsreaktoren ausgewertet – jeweils aufgeteilt nach Bauwerken, passiven mechanischen Einrichtungen und Experimentiereinrichtungen. Im Falle der Bauwerke wurde auch die Betriebserfahrung von deutschen und ausländischen Leistungsreaktoren herangezogen, um das Bild zu vervollständigen.

Ausgewertet wurden im Falle der deutschen Betriebserfahrung i. W. Meldepflichtige Ereignisse. Für die internationale Betriebserfahrung wurden i. W. das Incident Reporting System for Research Reactors (IRSRR) der IAEA sowie Konferenzbeiträge auf einschlägigen Konferenzen herangezogen. Für Bauwerke wurde zusätzlich das Incident Reporting System (IRS) der IAEA genutzt, um die Betriebserfahrung mit Leistungsreaktoren ebenfalls zu erfassen. Dieses Kapitel erhebt keinen Anspruch auf Vollständigkeit.

2.4.1 Bauwerke

2.4.1.1 Korrosionsschäden an Stahl

Zu Korrosion an Stahl-Linern des Containments deutscher und ausländischer Leistungsreaktoren kam es sowohl an Stahl-Linern von Beton-Sicherheitsbehältern als auch an selbsttragenden Stahl-Linern ohne Betonwand. Betroffene Stellen waren bspw. Druckkanäle im Boden von Anlagen über den Liner-Schweißnähten und in nicht einsehbaren Bereichen von Böden an Dehnungsstößen zwischen dem Liner und der Betonabdeckung.

2.4.1.2 Alterungsbedingte Schädigung an Stahlbeton

2.4.1.2.1 Risse (z. B. im Containment mit Integritätsverlust)

Bei verschiedenen ausländischen Leistungsreaktoren mit Doppelwand-Sicherheitsbehältern, welche aus zwei Stahlbetonhüllen bestehen (dafür jedoch keinen Stahl-Liner besitzen), kam es zu Undichtigkeitsproblemen durch Risse in der inneren, vorgespannten Stahlbetonwand, welche über den ganzen Querschnitt der Wand verlaufen und bei Überdruck im Containment luftdurchlässig nach außen sind. Die Ursache der Risse liegt in einem Nachlassen der Vorspannkräfte über die Zeit. Beton selbst hat keine hohe

Zugfestigkeit, daher wird versucht, Zugspannungen im Beton zu verhindern, indem über sogenannte Vorspannung künstliche Druckkräfte aufgebracht werden. Es wird postuliert, dass dies aufgrund eines Zusammenspieles aus Effekten des Schwindens und Kriechens von Beton zustande kommt. /VOU 02/

2.4.1.2.2 Kriechen und Schwinden

Kriechen und Schwinden sind übliche Prozesse, die nahezu an allen Betonbauwerken beobachtet werden können, egal ob nukleare oder konventionelle Bauten. An einigen Kernkraftwerken wurde dies jedoch in sicherheitsrelevantem Ausmaß an vorgespannten, innerem Betoncontainment beobachtet. Dies führte schlussendlich zu Rissen in einigen ausländischen Leistungsreaktoren. /IBM 05b/, /VOU 02/

2.4.1.2.3 Spannkraftverlust von Spannbeton

In ausländischen Kernkraftwerken mit Doppelwand-Containment, wurden nach vielen Betriebsjahren bei der inneren, vorgespannten Stahlbetonkonstruktion Spannkraftverluste festgestellt, die außerhalb der zulässigen Werte liegen. Dies hat Risse und ggf. Integritätsprobleme zur Folge. /VOU 02/

2.4.1.2.4 Spannungsrisskorrosion von Spannstahl

In einigen ausländischen Leistungsreaktoren wurde Spannungsrisskorrosion von Spannstahl detektiert. Dies waren zumeist wasserstoffinduzierte Spannungsrisse, teilweise kam es aber auch zu Chlorid-induzierten Spannungsrissen. In einigen Fällen führte die Korrosion bis zum Versagen einzelner betroffener Spannstähle. Dabei handelt es sich um ein spontanes sprödes Versagen. /IBM 05a/, /IAE 16/, /WNN 21/

2.4.1.2.5 Spannstahlbrüche

In mindestens zwei ausländischen Leistungsreaktoren kam es zu Spannstahlbrüchen im Containment. Da es sich um Vorspannung ohne Verbund handelte, war dies an den Verankerungen erkennbar und die Stähle konnten gewechselt werden. Bei Vorspannung mit Verbund ist die Erkennung von Spannstahlbrüchen nicht ohne aufwendige und spezielle Bauwerksuntersuchungen möglich. Das Wechseln gebrochener bzw. geschädigter Spannglieder ist in diesen Fällen nicht durchführbar. /IAE 16/

2.4.1.2.6 Alkalireaktion

Aus mindestens fünf Ländern (14 Blöcke) sind Betonschäden an Kernkraftwerken infolge von Alkalireaktionen bekannt. Dabei handelt es sich um eine innere Zerrüttung des Betongefüges aufgrund chemischer Reaktionen (bei Vorhandensein von Feuchtigkeit), die mit enormen Volumenvergrößerungen der Reaktionsprodukte einhergehen, welche die Zerrüttung physikalisch verursachen. /IBM 05b/, /IAE 16/

2.4.1.2.7 Sonstige Alterungseffekte

Weitere beobachtete Phänomene aus der internationalen Betriebserfahrung von Kernkraftwerken sind bspw.:

- Unzulässig hohe Betontemperaturen
- Verunreinigte Korrosionsschutzmittel

Weiterhin wurde in Indien an einem Forschungsreaktor bei Betonbauwerken (Abluftkamin und Stützen von Betriebsbauwerk) an verschiedenen Stellen lokale Schädigungen festgestellt. Die Hauptursache der Degradation war Kontakt der Bauteile mit Meerwasser. Die Bauwerke wurden saniert und der Meerwasserkontakt unterbunden. /BAJ 21/

2.4.2 Nationale Betriebserfahrung mit passiven mechanischen Einrichtungen und Experimentiereinrichtungen

In allen Forschungsreaktoren in Deutschland traten bis März 2023 insgesamt 97 meldepflichtige Ereignisse auf. Davon können fünf Ereignisse mit Alterungsphänomenen an passiven mechanischen Komponenten oder Experimentiereinrichtungen in Verbindung gebracht werden. Im Folgenden sind diese Ereignisse aufgeführt.

ME 2016-001 – FRM II: Befunde an Fingerhutröhren im Moderatortank

Bei Inspektionen aufgrund einer Kleinstleckage an einem der Fingerhutröhre im Moderatortank wurden an der Rohrinenseite einzelne punktförmige Verfärbungen festgestellt. Daraufhin wurden die anderen baugleichen Rohre ebenfalls untersucht. Es wurden dabei weitere, visuell vergleichbare, Befunde festgestellt. Diese hatten jedoch zu keiner Leckage geführt.

Im Moderatortank befinden sich drei Fingerhutrohre (Sackrohre, Länge ca. 4,5 m, Durchmesser 38 mm, Wandstärke 4 mm) aus einer Aluminiumlegierung (AlMg3). Sie enthalten jeweils ein Thermoelement zur Messung der Temperatur im Moderator. Die Rohre werden von außen mit Schwerwasser (D₂O) und von innen mit Leichtwasser beaufschlagt.

Als Ursache für die Kleinstleckage wird Chlorid-induzierte Lochkorrosion angegeben, die von der Rohrrinnenwand ausging und maßgeblich durch die Anwesenheit von durch Radiolyse bedingtem Wasserstoffperoxid ausgelöst wurde.

ME 2014-001 – FRG-1: Leckage im Zwischenraum eines doppelwandigen Abwasserlagerbehälters

Die Anlage ist abgeschaltet und seit Juli 2012 kernbrennstofffrei. Anfang 2013 wurde der Antrag zur Stilllegung und zum direkten Abbau der Forschungsreaktoranlage und des Heißen Labors eingereicht. Bei einer routinemäßigen Anlagenbegehung wurde an einem der zwölf erdverlegten Sammelbehälter der radioaktiven Abwasseranlage eine innere Leckage aufgrund einer undichten Stelle in der Innenhülle aus glasfaserverstärktem Polyesterharz des als doppelwandig ausgeführten Tanks (25 m³) festgestellt. Laut Betreiber war die Integrität der zweiten Wand des Stahlbehälters gegeben und das Wasser wurde in dem Zwischenraum des Behälters aufgefangen. Der Behälter ist auf der Innenseite beschichtet und die Beschichtung wurde erneuert.

Auf Grund der Ereignisbeschreibung kann eine Schädigung des inneren Behälters bzw. der Beschichtung durch Alterungsphänomene nicht ausgeschlossen werden.

ME 2013-003 – FRG-1: Leckage Becken I zum Strahlrohr 9

Der Reaktor ist seit 2010 abgeschaltet. Im Jahr 2013 wurde der Kollimator des Strahlrohres 9 entflutet, um nach dem Abbau aller Experimentiereinrichtungen das Strahlrohr- und Kollimator-Überwachungssystem zu vereinfachen. Bei der Entflutung wurde festgestellt, dass Blasen aus dem Strahlrohr 9 im Betriebsbecken aufstiegen. Dies bedeutet ein Leck im Strahlrohr 9 zum Betriebsbecken. Die Entflutung wurde daraufhin sofort gestoppt. Als Sofortmaßnahme wurden Ventile geschlossen und verriegelt sowie die Kollimator-Steigleitung dichtgeflanscht. Dadurch wurde die Leckage gestoppt, so dass kein Wasseranstieg im Behälter mehr zu verzeichnen war. Eine eindeutige Ereignisursache konnte nicht ermittelt werden.

ME 1989-001 – BER-II: Versagen von Alt Komponenten bei Druckprüfung

Bei der Druckprüfung des Zwischenkühlkreislaufes des Forschungsreaktors BER-II, der auf 6 bar ausgelegt ist, hat sich gezeigt, dass Alt Komponenten (eine von vier Halterungen des Wärmetauschers zum Primärkreislauf und zwei Kompensatoren im Anschlussbereich des Wärmetauschers an den Zwischenkühlkreislauf) dem Prüfdruck von 7,8 bar nicht standhielten, woraufhin die Prüfung abgebrochen wurde.

Als Ursache wurde festgestellt, dass die Kompensatoren (DN 300/PN 6 aus Edelstahl) nicht gegen die mögliche Bewegungsaufnahme gesichert waren. Daher könnte es sich bei dem Schädigungsmechanismus um mechanische Ermüdung handeln, welche durch die unzureichenden Halterungen ermöglicht wurde.

FRMZ – Austausch des Sekundärkühlkreises

Im FRMZ wurde im Jahr 1995 vorsorglich das Sekundär-Kühlsystem erneuert, da die Kühlleistung des Wärmetauschers abgenommen hatte. Bis dahin wurde das System mit Leitungswasser betrieben, wodurch sich im Laufe der 30 Betriebsjahre Kalkablagerungen gebildet hatten. Nach dem Austausch wurde das geschlossene System mit vollentsalztem Wasser betrieben, um zukünftige Ablagerungen zu verhindern /GRS 22/.

2.4.3 Internationale Betriebserfahrung mit passiven mechanischen Einrichtungen und Experimentiereinrichtungen

Die internationale Betriebserfahrung wurde anhand des Incident Reporting System for Research Reactors (IRSRR) der IAEA sowie mit Hilfe von Beiträgen auf den IGORR und den RRFM Konferenzen ausgewertet. Sowohl die Einträge der teilnehmenden Staaten in der IRSRR als auch die Präsentation von Ereignissen auf Konferenzen erfolgen auf freiwilliger Basis. Im Folgenden sind Ereignisse in ausländischen Forschungsreaktoren aufgeführt, deren Beschreibung eindeutig auf einen Alterungsmechanismus hinweist oder bei denen das Schadensbild einen aktiven Alterungsmechanismus nahelegt. In der IRSRR Datenbank konnten keine Ereignisse identifiziert werden, welche diese Kriterien erfüllten, weswegen die folgenden Ereignisse aus Präsentationen auf Konferenzen stammen.

Finnland FIR 1 (TRIGA Mark II) Korrosion an Haltebolzen der Strahlrohre /AUT 12/

In Zuge der routinemäßigen 5-Jahres-Inspektion des Reaktortanks wurden mittels Sichtprüfung korrodierte Haltebolzen der Strahlrohre gefunden. Ursache oder Abhilfemaßnahmen wurden nicht genannt. Die korrodierten Haltebolzen weisen auf einen aktiven Alterungsmechanismus hin.

Korea Hanaro (TRIGA Mark II) Entfernung von Kesselstein /SHI 12/

Im Rahmen des Alterungsmanagements wurde im koreanischen Forschungsreaktor Hanaro im Jahr 2004 und 2005 auf der Sekundärseite zweier Wärmetauscher des Primärkühlsystems Kesselstein entfernt, was auf einen aktiven Alterungsmechanismus hinweist. Dies ist vergleichbar mit der Ursache, welche zum Austausch des Sekundärkühlkreises im FRMZ führte (s. Kapitel 2.4.2).

Australien OPAL Undichte Flansche zwischen Strahlrohr und Moderatortank /THI 10/

In den ersten Jahren nach Inbetriebnahme wurden an mehreren Strahlrohren Leckagen der inneren Flanschdichtung von Strahlrohrdurchführungsflanschen durch den Moderatortank gefunden. Die Leckage wurde über die Leckage-Überwachungsleitung im Zwischenraum der Doppeldichtungen detektiert und abgeführt. Die jeweils äußeren Dichtungen waren dicht. Eine klare Ursache wird nicht angegeben, weswegen unklar bleibt, ob es sich hierbei um einen Alterungsmechanismus handelt. Das Dichtungskonzept wurde von metallischen C-Ring-Dichtungen auf Graphit-Flachdichtungen umgebaut.

Kanada NRU Korrosion am Reaktorbehälter /WIL 10/

Am Reaktorbehälter des kanadischen NRU-Forschungsreaktors, der aus einer Aluminiumlegierung besteht, wurde ein kleineres Leck im unteren Bereich des Behälters entdeckt und im Jahr 2009 mittels zerstörungsfreier Methoden untersucht. Dabei wurde ermittelt, dass das Leck durch Korrosion ausgehend von der Außenseite des Behälters verursacht wurde. Dieser Bereich ist im Betrieb mit CO₂ geflutet. Jedoch kam es durch einen verminderten Durchsatz des CO₂-System sowie Verunreinigungen dieser Schutzgasatmosphäre mit Sauerstoff und Stickstoff und in Verbindung mit dem Eintrag von Feuchtigkeit und der an dieser Stelle bedingten höheren Strahlung zur Bildung von Salpetersäure, was zu der Korrosion führte.

3 Überblick zu Alterungsphänomenen in Forschungsreaktoren

Für die Bauwerke, die passiven mechanischen Komponenten und die Experimentiereinrichtungen werden die möglichen Alterungsphänomene im Folgenden diskutiert. Hierbei kann für die passiven mechanischen Komponenten und die Experimentiereinrichtungen eine gemeinschaftliche Betrachtung vorgenommen werden, da sowohl die Beanspruchungen (Temperatur, Druck, Bestrahlung) als auch teils die verwendeten Werkstoffe, insbesondere Aluminium-Legierungen, vergleichbar sind.

3.1 Alterungsphänomene an Bauwerken

Für Forschungsreaktoren und Leistungsreaktoren muss mit denselben Alterungsphänomenen an Bauwerken gerechnet werden, da keine nennenswerten Unterschiede bei den Bauwerksstrukturen bestehen.

Alterungsphänomene an Betonbauwerken werden sichtbar in Form von Rissen oder sichtbaren Veränderungen an der Oberfläche. Die Funktion der Betonbauwerke kann auch bei Vorhandensein von Rissen einer gewissen Breite noch gewährleistet sein. Wobei hierfür zwischen dem Grenzzustand der Gebrauchstauglichkeit (unzulässige Rissbreiten, Schwingungen, Verformungen) und der Tragfähigkeit für Betonbauwerke unterschieden wird. Beim Überschreiten des ersteren kann das Bauwerk/Bauteil nicht seiner angedachten Funktion gemäß gebraucht werden. Beim Überschreiten des Letzteren kann es zum Bauwerks- bzw. Bauteilversagen (Verlust des Gleichgewichts, Bruch, Ermüdung) kommen. Darüber hinaus sind die Anforderungen an die Dauerhaftigkeit zu erfüllen.

Die Ursachen und Randbedingungen für das Auftreten von Rissen an Betonbauwerken sowie deren Einflussfaktoren sind u. a. begründet in:

- Eigenschaften und der Verarbeitung des Betons
- Überschreiten der Zugfestigkeit von Beton durch Verringerung der Zugfestigkeit oder/und durch unerwartete Einwirkungen wie bspw. Zwangsspannungen bzw. höherer Werte der berücksichtigten Einwirkungen (bspw. tatsächlich größere Erdbebenlasten als in der Auslegung berücksichtigt)
- Schwinden

- Setzungen und Lagerverformungen
- Äußere Temperatureinwirkungen
- Frost
- Korrosion der Bewehrungsstähle
- Treiberscheinungen wie bspw. Alkalireaktion

Diese Ursachen und Randbedingungen sind teils abhängig vom Standort eines Forschungsreaktors (z. B. Auftreten von Frost) und müssen dementsprechend bei der Auslegung berücksichtigt werden.

Zusätzlich können alterungsbedingte Phänomene bei vorgespanntem Stahlbeton folgende Auswirkungen haben:

- Vollständiger oder teilweiser Verlust der Vorspannkraft
- Spanngliedversagen

Im Folgenden wird auf einige spezielle Alterungsphänomene für Bauwerke eingegangen, wie sie an Bauwerken von Forschungsreaktoren und auch von Leistungsreaktoren aufgetreten sind.

3.1.1 Reduzierung von mechanischen Eigenschaften durch radioaktive Strahlung und hohe Temperaturen

Insbesondere Gamma- und Neutronenstrahlung können negativen Einfluss auf die Eigenschaften von Beton haben, wenn sie über lange Zeiträume auf ihn einwirkt. Diese Strahlungsarten können die Gitterstruktur der kristallinen Bestandteile stören, woraus eine beträchtliche Volumenvergrößerung resultiert. Bei ausreichend hoher Strahlungsintensität kann es zu einer allmählichen Zerstörung des Betongefüges kommen. Diesem Schädigungsmechanismus kann man jedoch mit strahlungsresistenten Betonzuschläge entgegenwirken. Eine Erhöhung der Temperatur der betroffenen Bauteile geht bei Leistungsreaktoren ebenfalls mit der Strahlenexposition und der daraus beschriebenen direkten Schädigung einher.

Eine dauerhafte Temperaturbelastung über 100 °C führt insbesondere zu einer signifikanten Abnahme der Zugfestigkeit, aber auch der Druckfestigkeit und des Elastizitäts-

moduls. Thermische Wechselbeanspruchungen wirken sich besonders ungünstig aus; im Speziellen, wenn sie ggf. in Verbindung mit Zwangsspannungen stehen, die bspw. aufgrund behinderter Wärmedehnung auftreten. Die Strahlungsresistenz von Beton ist in Abschirmungsbereichen von besonderer Bedeutung. /IAE 16/

Randbedingungen für das Auftreten von Schädigungen und deren Einflussfaktoren sind u. a.:

- Gamma- und Neutronenstrahlung
- Hohe Temperaturen

3.1.2 Alkalireaktion

Das so genannte Alkalitreiben wird auch als Alkali-Kieselsäure-Reaktion (AKR) bzw. Alkali-Silika-Reaktion (ASR) oder als Alkali-Zuschlag-Reaktion (AZR), engl. Alkali-Silica Reaction bzw. Alkali-Aggregate Reaction (AAR), bezeichnet. Alkalitreiben tritt auf, wenn z. B. reaktionsfähige, amorphe/schlecht kristallisierte Kieselsäure SiO_2 , die in manchen Zuschlagstoffen enthalten ist, mit Alkalien (insbesondere Hydroxiden aus Natrium Na_2O oder aus Kalium, z. B. aus dem Zement) und Wasser reagieren. Einige Zuschlagsarten, wie Opal, Opalsandstein, Flint, Chalzedon, kryptokristalliner Quarz, Hornstein u. a. bestehen teilweise aus amorpher oder schlecht kristallisierter Kieselsäure. Die Reaktionsprodukte sind gelartige Alkalisilicathydrate und können durch Volumenzunahme zu Treiberscheinungen führen, die das Betongefüge tief auflockern (s. Abb. 3.1 und Abb. 3.2). /NRC 13/, /IBM 05b/

Durch Entzug mindestens eines Reaktionspartners kann der Ablauf unterbunden werden. In Deutschland darf der Zement deshalb nur einen geringen Gehalt an Alkalien aufweisen. Der Gesamtalkaligehalt des Zementes wird mit dem Na_2O -Äquivalent gekennzeichnet. Alkalien können aber auch durch z. B. Meerwasser oder Tausalzlösungen in den Beton eingetragen werden. Alkalireaktionen zeigen sich durch weiße Ausblühungen, Geltröpfen und letztlich durch Netzrisse. Die Alkali-Silika-Reaktion ist langsam, und kann je nach Bedingungen über sehr viele Jahre ablaufen. Von allen Umgebungsbedingungen hat Feuchtigkeit den größten Einfluss auf die Reaktion. Bauteile, die oft oder dauernd einer Feuchtigkeitszufuhr ausgesetzt sind, haben eine wesentlich größere Gefährdung als trockene Bauteile im Gebäudeinneren. Sehr ungünstige Bedingungen liegen bei hoher Feuchtigkeit im Beton in Kombination mit Alkalizufuhr (z. B. Tausalzlösung oder Meerwasser) vor. Auch an massigen Bauteilen im Inneren von Gebäuden wurde

Alkalitreiben beobachtet, da der überschüssige Anteil des Betonanmachwassers eine ausreichend hohe Betonfeuchte darstellt. /IBM 05b/

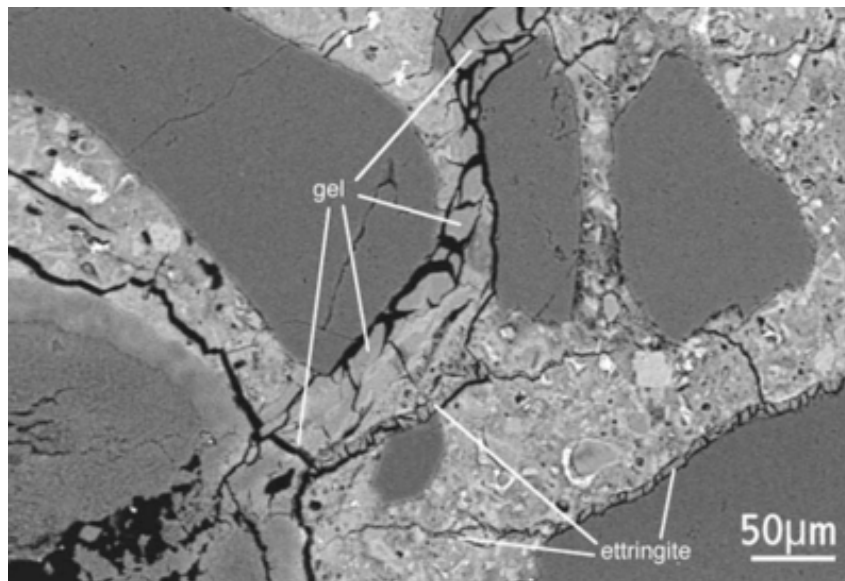


Abb. 3.1 Mikrorisse im Betongefüge durch Alkalitreiben /PAP 21/



Abb. 3.2 Makrorisse im einem Betonbauteil durch Alkalitreiben /PAP 21/

Im Prinzip könnten Anlagen von Alkalitreiben betroffen sein, für welche die jeweiligen vorgenannten Voraussetzungen hinsichtlich der Zemente, Zuschlagstoffe und Umgebungsbedingungen erfüllt sind.

3.1.3 Schäden am Vorspannsystem von Stahlbeton

Ein wesentliches Phänomen für Schäden an Vorspannsystemen sind Spannkraftverluste in Stahlbetonkonstruktionen, die außerhalb der zulässigen Werte liegen. Dies hat Risse und ggf. Integritätsprobleme zur Folge. Es wird überwiegend durch Kriechen und Schwinden des Betons aber auch durch Relaxation von Spannstahl hervorgerufen. Ein weiteres Phänomen ist die Spannungsrisskorrosion von Spannstahl:

Bei der Spannungsrisskorrosion an Spanngliedern in Spannbeton bilden sich unter hohen, dauernd vorhandenen Stahlspannungen an den Korngrenzen sehr kleine anodische Zonen aus, die sich langsam entlang der Korngrenzen (interkristallin) ins Stahlinnere ausbreiten und dort eine Materialtrennung verursachen /IBM 05b/. Für den betrachteten Anwendungsfall von Spannstählen des Stahlbetons im Containment sind die interkristalline Spannungsrisskorrosion und die wasserstoffinduzierte Spannungsrisskorrosion von Bedeutung. Die transkristalline Spannungsrisskorrosion kann ebenfalls auftreten, auch in Kombination mit interkristalliner Spannungsrisskorrosion. Darüber hinaus kann Wasserstoffversprödung auftreten. Bei der Spannungsrisskorrosion treten zu meist keine sichtbaren Korrosionsprodukte auf. Die Trennung ist verformungsarm. Aus diesen beiden Gründen wird ein Bauteilversagen infolge von Spannungsrisskorrosion im Allgemeinen erst nach dem Versagen erkannt. Dies gilt insbesondere für Spannstähle, da sie im Inneren des Spannbetons verlaufen. In einigen Fällen führte die Korrosion bis zum Versagen der betroffenen Spannstähle. Dabei handelt es sich um ein sprödes Versagen ohne Vorankündigung.

Wasserstoff stellt eine wesentliche Ursache für Spannstahlbrüche dar, und zwar bei der wasserstoffinduzierten Spannungsrisskorrosion als auch bei der wasserstoffinduzierten Versprödung.

Weitere Gründe für Spannungsrisse bzw. Spannungsrisskorrosion:

- Fehler bei Transport und Lagerung
- Unpräziser Einbau der Spannstähle und Spannkäle
- Zusammensetzung, Herstellung und Wärmebehandlung des Stahls

Häufig wird das Auftreten von Spannungsrissen bzw. von Spannungsrisskorrosion bei Spannstahl mit weiteren Faktoren wie z. B. Fehlern bei Transport und Lagerung in

Verbindung gebracht. Auch die Zusammensetzung, Herstellung und Wärmebehandlung des Stahls haben einen Einfluss auf das Auftreten von Risskorrosion. /BMU 17/

Weitere Gründe für Korrosion von Spanngliedern:

- Feuchtigkeit
- Hohlräume im Verpressmörtel von Hüllrohren
- Risse im Beton
- Carbonatisierung des Betons
- Geringe Betondeckung
- Aussparungen für Isolierungsmaterial.

Im Folgenden werden die vorstehend aufgelisteten Gründe näher ausgeführt und die Zusammenhänge dargestellt.

Feuchtigkeit (Wasser oder ausreichende Luftfeuchtigkeit) stellt z. B. bei der chemischen Korrosion von Stahl eine notwendige Voraussetzung dar. Sie begünstigt im Beton noch weitere korrosionsfördernde Phänomene, wie z. B. die Carbonatisierung.

Während der Herstellung von Spannbetonkonstruktionen mit Verbund kann es beim Verpressen des Mörtels in die Hüllrohre der Spannstähe zur Bildung von Hohlräumen kommen. Diese entstehen dann, wenn aufgrund einer unvollständigen Verpressung des Hüllrohres der Spannstahl nicht an allen Stellen von Mörtel bedeckt ist. Es besteht dann die Gefahr, dass die Hohlräume sich mit dem restlichen Wasser aus der Verpressung füllen. Auch wenn kein Wasser in den Hohlräumen vorhanden ist, gibt es keinen alkalischen Schutz des Betons/Mörtels (wie nachstehend bei der Carbonatisierung beschrieben). Durch diese beiden Bedingungen kann es zur Korrosion des Spannstahls kommen, welcher dann – ausgehend von den Korrosionsstellen – durch Spannungsrisskorrosion beeinträchtigt werden könnte.

Risse im Beton stellen (ähnlich wie Hohlräume) eine korrosionsbeschleunigende Bedingung dar. Zum einen fehlt an der Stelle, wo der Riss auf den Stahl trifft, der alkalische Schutz des Betons (wie nachstehend bei der Carbonatisierung näher beschrieben). Zum anderen können durch Risse viel schneller korrosionsfördernde Medien eindringen als durch den Beton.

Durch den normalerweise hohen pH-Wert im Beton wird der darin enthaltene Stahl durch eine Passivierungsschicht vor Korrosion geschützt (alkalischer Schutz). Insbesondere durch Carbonatisierung des Betons – infolge des Eindringens von Kohlendioxid der Luft, sowie Wasser und andere schädliche Medien – sinkt der pH-Wert im Beton. Diese so genannte Depassivierungsfront schreitet immer weiter in das Innere des Betonquerschnitts vor, bis schließlich der Stahl erreicht wird, welcher dann den alkalischen Schutz verliert. Daraufhin kommt es zur Korrosion des Stahls.

Ist eine zu geringe Betondeckung vorhanden, erreicht die Depassivierungsfront den Stahl noch früher. Daher ist die Betondeckung heutzutage ein beliebtes Mittel der Normung, um die Korrosionsfreiheit des Stahls während der Nutzungsdauer des Bauwerks möglichst gut sicherzustellen.

Von diesem Phänomen ist mehr die (schlaffe) Bewehrung betroffen als Spannglieder, da letztere i. d. R. wesentlich tiefer im Beton liegen als die Bewehrung. D. h., Spannglieder weisen eine wesentlich größere Betondeckung auf.

Die Rissbildung im Spannstahl tritt häufig in Verbindung mit Schädigungen infolge Lochkorrosion (Lochfraß) auf /NRC 13/. Darüber hinaus kann Spannungsrisskorrosion in Kombination mit Wasserstoffversprödung auftreten /NRC 13/. An dieser Stelle kann nicht ausgeschlossen werden, dass prinzipiell alle denkbaren Kombinationen der Arten der Spannungsrisskorrosion und der vorstehend aufgeführten Gründe auftreten könnten.

3.1.4 Schäden an Kunststoffen

Bauteile von Bauwerken, bei denen Kunststoffe zum Einsatz kommen, sind beispielsweise vertikale Außenabdichtungen von Wänden im Erdreich, Dichtungen in Türen, Fenstern, Bauwerksfugen u. ä. Ein typischer Alterungsmechanismus für Kunststoffe ist der Verlust von Weichmachern und infolgedessen Versprödung, wodurch die Dichtungsfunktion beeinträchtigt werden kann.

3.2 Alterungsphänomene an passiven mechanischen Komponenten und Experimentiereinrichtungen in Forschungsreaktoren

Für Experimentiereinrichtungen und kernnahe mechanische Komponenten in Forschungsreaktoren werden vorwiegend Aluminium-Legierungen verwendet, da dadurch der Verlust an Neutronen klein gehalten werden kann. Daneben werden vereinzelt auch

Zirkonium-Legierungen in diesem Bereich verwendet. Für Komponenten, welche weit genug entfernt vom Kern sind, wird auf aus der Kerntechnik bewährte austenitische Stähle zurückgegriffen. Daher werden im Folgenden die Alterungsphänomene für diese Werkstoffe betrachtet, welche auch in die Wissensbasis der GRS zu Alterungsmechanismen (AlmaMater) aufgenommen wurden, sofern sie nicht schon dort betrachtet wurden.

3.2.1 Edelstahl

Austenitische (Edel-) Stähle sind übliche Strukturwerkstoffe in der Kerntechnik aufgrund ihrer mechanischen Eigenschaften und Korrosionsbeständigkeit. Bei entsprechender Konditionierung des Mediums (pH-Wert, Vermeidung von Verunreinigungen) kann Korrosion verhindert werden.

Die Bedingungen für dehnungsinduzierte Risskorrosion und Spannungsrisskorrosion, wie sie in Leistungsreaktoren aufgetreten sind, liegen in Forschungsreaktoren nicht vor (z. B. hohe Temperaturen) oder werden durch die Konditionierung des Mediums und die Überwachung der Wasserchemie (Einhaltung von maximal zulässigen Werten für Chloride) vermieden. Weiterhin sehen die Randbedingungen für das Auftreten spezifischer Schädigungsmechanismen deutlich anders aus als in Leistungsreaktoren. Für Betriebsbedingungen, wie sie z. B. im FRM II ($T < 60 \text{ }^{\circ}\text{C}$) vorliegen, müsste eine Chloridkonzentration oberhalb von 100 mg/kg liegen, um zu Chlorid-induzierter transkristalliner Spannungsrisskorrosion an austenitischen Werkstoffen zu führen /FRA 01/.

Schäden an metallischen Werkstoffen einschließlich Stählen durch thermische oder mechanische Ermüdung sind aus der Betriebserfahrung mit Leistungsreaktoren bekannt, ebenso wie die notwendigen Vorsorgemaßnahmen, um diese zu vermeiden. Die wesentliche Voraussetzung hierbei sind ausreichend große sehr häufig auftretende Wechselbeanspruchungen, d. h. große Temperaturwechsel oder mechanische Schwingungen mit einer ausreichenden Amplitude in kürzerer Zeit. Bei der Auslegung und Konstruktion wird dieser Schädigungsmechanismus berücksichtigt und bei Bedarf ein Überwachungsprogramm für den Betrieb der Anlage festgelegt.

Das Bestrahlungsverhalten austenitischer Stähle ist auf Grund des Einsatzes in Leistungsreaktoren sehr gut untersucht und bekannt. Im Vergleich zu Aluminium ist jedoch der Neutronen-Einfangquerschnitt größer und die Aktivierung langlebiger, sodass austenitische Stähle im Kernbereich von Forschungsreaktoren seltener verwendet werden.

3.2.2 Aluminium-Legierungen

Aluminium-Legierungen der Serien 5xxx und 6xxx bieten eine gute Korrosionsbeständigkeit bei gleichzeitig ausreichender mechanischer und thermischer Beständigkeit unter den Betriebsbedingungen eines „üblichen“ wassergekühlten Forschungsreaktors.

Das Bestrahlungsverhalten unterscheidet sich deutlich von dem der Stähle: Neutronen-induzierte Defekte können aufgrund des niedrigeren Schmelzpunktes effektiver rekombinieren. Versprödung als Folge der Bildung von Versetzung sowie Void Swelling sind daher von geringerer Bedeutung.

Im Neutronenfeld des Kerns finden jedoch Transmutationsprozesse statt. Schnelle Neutronen können – wie auch in anderen metallischen Werkstoffen – Helium oder Wasserstoff erzeugen, sodass sich Gasbläschen bilden, die zur Versprödung führen. Dieser Prozess ist auch in Aluminium-Legierungen möglich, aber weniger dominant als in anderen Werkstoffen. Thermische Neutronen können in Aluminium-Legierungen über Transmutations-Reaktionen zur Bildung von Silizium führen, das in der Folge Ausscheidungen in Form von elementarem Silizium oder Magnesiumsiliciden bildet. Die Bildung von Ausscheidungen ist nicht reversibel und dabei der dominante Versprödungsprozess für Aluminium-Legierungen im Kernbereich.

3.2.3 Zirconium-Legierungen

Zirconium-Legierungen sind in der Kerntechnik besonders in den Bereichen mit hoher Neutronenfluenz verbreitet, da sie einen sehr geringen Neutronen-Absorptionsquerschnitt besitzen. Zudem besitzen sie eine gute Korrosionsbeständigkeit und gute mechanische Eigenschaften.

Die Mikrostruktur von Zirconiumlegierungen besitzt allerdings eine Textur, die ein Resultat der Fertigungshistorie ist. Unter Neutronenbestrahlung wachsen Komponenten aus Zirconiumlegierungen, wobei das Wachstumsverhalten bzw. dessen Orientierung von der Textur abhängt.

Versprödung kann auch bei Zirconium-Legierungen auftreten, wobei i. d. R. nur schnelle Neutronen einen Effekt auf die Mikrostruktur ausüben. Auch hier spielen Punkt-Defekte und Versetzungen eine Rolle, aber auch die Auflösung von Ausscheidungen und die Bildung intermetallischer Phasen können auftreten.

3.2.4 Beryllium

Beryllium wird in Forschungsreaktoren wegen seiner Neutronenstreu-Effekte als Reflektor verwendet. Verarbeitbarkeit und Bestrahlungsverhalten machen es für Strukturwerkstoffe wenig geeignet. So reichen bereits relativ geringe Neutronenfluenzen ($\sim 6,6 \times 10^{21} \text{ n cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$)) für eine vollständige Versprödung des Werkstoffs aus. Rissbildungen sind ebenfalls ein bekanntes Phänomen.

Beryllium kommt als Neutronenreflektor in Form fester Blöcke zum Einsatz. Auch wenn sich die Form und Größe unter Bestrahlung nur wenig ändern, kann es zu asymmetrischer Deformation aufgrund lokaler Fluenz-Variationen kommen. Regelmäßige Inspektionen sind daher zu empfehlen.

4 Alterungsmechanismen für technische Einrichtungen

Für die technischen Einrichtungen der drei Bereiche – passive mechanische Komponenten, Bauwerke und Experimentiereinrichtungen – werden im Folgenden die relevanten Alterungsmechanismen wiedergegeben unter Berücksichtigung der auftretenden Belastungen, wie sie aus den konstruktiven Gegebenheiten im Abschnitt 2 hervorgehen.

4.1 Alterungsmechanismen für Bauwerksstrukturen in Forschungsreaktoren

Insbesondere für das Reaktorgebäude bzw. die Reaktorhalle und die Neutronenleiterhalle als auch heiße Labore muss für den Fall eines Ereignisses in einer Anlage, bei dem es zu einer Freisetzung oder Verschleppung innerhalb der Anlage kommt, die Integrität der Bauwerke gewährleistet sein. Des Weiteren wird das Reaktorbecken betrachtet, da nur hier von der Raumtemperatur abweichende Temperaturen, welche durch den Betrieb hervorgerufen werden, auftreten können. Daher werden in diesem Abschnitt insbesondere diese Bauwerke betrachtet:

- Reaktorgebäude/Reaktorhalle
- Neutronenleiterhalle
- Reaktorbecken

Keines der hier vertieft betrachteten Bauwerke des FRM II und FRMZ wurde aus Spannbeton gefertigt, weswegen keine Schäden an Vorspannsystemen aus Spannbeton auftreten können. Gleiches gilt für Forschungsreaktoren mit noch niedrigerer Leistung wie dem AKR-2 oder den SURs.

Mit Schäden durch Alkalireaktionen muss bei den betrachteten Forschungsreaktoren nicht gerechnet werden, da hier mit keinem dauerhaften Feuchtigkeitsanfall – einem wesentlichen Faktor – beim Beton gerechnet werden muss. Darüber hinaus sind die Gebäude im Erdreich entsprechend gegen Feuchtigkeit abgedichtet. Das Reaktorbecken ist zum Schutz vor Feuchtigkeit und um die Dichtheit zu garantieren mit einem Stahl- bzw. Aluminium-Liner ausgekleidet.

Eine Beeinträchtigung der mechanischen Eigenschaften des Reaktorbeckens durch zu hohe Temperaturen kann nicht auftreten, da die Betriebstemperaturen des

Beckenwassers deutlich unterhalb von 100 °C liegen. Ebenso wenig ist mit einer relevanten Beeinträchtigung der mechanischen Eigenschaften, insbesondere der Standfestigkeit, durch die Bestrahlung zu rechnen, da die Beckenwände sehr massiv ausgeführt sind und entsprechend weit entfernt vom Kern sind, im Vergleich zu kernnahen Einbauten. Für Forschungsreaktoren mit niedrigerer Leistung als dem FRMZ, wie dem AKR-2 oder den SURs, fallen die Temperaturen und die Bestrahlung nochmals niedriger aus, so dass auch hier mit keinen Beeinträchtigungen zu rechnen ist.

Sowohl Dichtungen und Fugenbänder als auch Auskleidungen aus Kunststoff in diesen Bauwerken unterliegen Alterungsprozessen, wie sie für Kunststoffe üblich sind, und müssen entsprechend verfolgt werden. Auf Grund des Umstandes, dass in den betrachteten Anlagen keine Unterdruckhaltung erforderlich ist, sind die Dichtheitsanforderung jedoch nicht so hoch wie in Leistungsreaktoren. Bodenbeläge in Halle können des Weiteren auch mechanischem Verschleiß unterliegen.

4.2 Alterung passiver mechanischer Komponenten in Forschungsreaktoren

Im Folgenden sollen die relevanten Alterungsmechanismen der folgenden passiven mechanischen Komponenten betrachtet werden:

- Zentralkanal
- Moderator-tank bzw. Reflektor
- Reaktorbecken-/Absetzbecken-Auskleidung
- Kühlsysteme

Für Systeme und Komponenten, die mit Medium in Berührung kommen, wird eine strikte Wasserchemie vorgegeben, die eingehalten werden muss, um Korrosionsmechanismen dadurch von vornherein zu unterbinden. Ebenso sind entsprechende Reinigungssysteme vorhanden, um die Vorgaben aus der Wasserchemie einzuhalten.

SUR und AKR-2 haben keine Kühlkreisläufe für den Reaktor, daher sind dort auch keine passiven mechanischen Komponenten zu finden.

4.2.1 Zentralkanal

Signifikante Änderungen der Temperatur und des Drucks treten beim Zentralkanal nur beim An- und Abfahren auf. Diese Änderungen von maximal einigen 10 Kelvin und wenigen bar fallen niedrig aus und die Zyklenzahl ist durch die Anzahl der An- und Abfahrvorgänge bestimmt, welche ebenfalls niedrig ausfallen. Daher ist hier von keiner relevanten Einschränkung der Lebensdauer von Komponenten durch mechanische oder thermische Ermüdung auszugehen.

Am Zentralkanal, welcher aus einer AlMg3-Legierung besteht, kann es insbesondere im Bereich des Brennelements zu einer Versprödung durch die Bestrahlung mit Neutronen kommen. In Untersuchungen am FRM II wurde für die Änderung des Si-Gehaltes durch den Einfang thermischer Neutronen von Al-Atomen ein Anstieg an Si von 0,17 % auf 0,77 % bei einer Gesamtfluenz von $2,5 \times 10^{22}$ n/cm² (entspricht 3,96 Vollastjahren bzw. 26 Zyklen) bestimmt /PIC 16/.

Das wesentliche Alterungsphänomen für den Zentralkanal ist daher die Versprödung durch Neutronen, welche die Einsatzdauer dieser Komponente bestimmt.

4.2.2 Moderatortank bzw. Reflektor

Moderatortank und Reflektor sind aus einer Aluminiumlegierung gefertigt. Die Änderungen von Betriebsbedingungen (Temperatur, Druck) fallen sowohl für den Moderatortank als auch den Reflektor klein aus und treten nur mit kleinen Zyklenzahlen auf, so dass hier mit keiner Einschränkung der Lebensdauer der Komponenten durch thermische oder mechanische Ermüdung in Bezug auf die Laufzeit der Anlagen gerechnet werden muss.

Auf Grund der Nähe zum Kern muss mit einer örtlichen Versprödung der Aluminiumlegierung ausgegangen werden. Inwieweit hierdurch die Lebensdauer der Komponenten in Bezug auf die Laufzeit der Anlage limitiert ist, hängt von der Leistung des Forschungsreaktors und dem Teil der Komponente ab, die dem Kern am nächsten ist.

4.2.3 Reaktorbecken- und Absetzbecken-Auskleidung

Beckenauskleidungen aus Aluminium-Legierungen und austenitischem Stahl müssen vor Korrosion geschützt werden. Da in den betrachteten Anlagen das Primärkühl-System

mit dem Becken verbunden ist und dort das Medium entsprechend konditioniert wird, wird dies eingehalten. Andere mechanische oder thermische Beanspruchungen der Beckenauskleidung, die zu Alterungsphänomenen führen könnten, liegen nicht vor. Auch die Beanspruchung durch Bestrahlung fällt gering aus, so dass für die Beckenauskleidung von keinem aktiven Alterungsmechanismus auszugehen ist.

4.2.4 Kühl- und Reinigungssysteme

Die Kühlsysteme im FRM II und FRMZ sind aus austenitischen Stählen gefertigt und werden in beiden Anlagen immer mit konditioniertem Medium betrieben, in dem insbesondere der pH-Wert eingestellt wird, wodurch Korrosion verhindert werden kann. Primär-, Sekundär- und Reinigungssysteme werden als geschlossene Kreisläufe mit konditioniertem Medium betrieben, so dass hier keine Verunreinigungen eingetragen werden können.

Die Änderungen von Betriebsbedingungen (Temperatur, Druck) fallen für diese Systeme klein aus und treten nur mit kleinen Zyklenzahlen auf, so dass hier mit keiner Einschränkung der Lebensdauer der Komponenten durch thermische oder mechanische Ermüdung in Bezug auf die Laufzeit der Anlagen gerechnet werden muss.

4.3 Alterung von Experimentiereinrichtungen in Forschungsreaktoren

Für die meisten Experimentiereinrichtungen sind keine größeren Beanspruchungen im Vergleich zu den übrigen Reaktoreinbauten und Kernbauteilen zu erwarten. Betriebs- und Mediumsbedingungen – sowohl im stationären als auch im transienten Zustand – sowie Werkstoffwahl und Auslegungsgrundsätze unterscheiden sich nicht wesentlich von denen der anderen passiven mechanischen Komponenten. Strömungseffekte können theoretisch auftreten, Ausmaß und Auswirkungen hängen dabei aber stark von den lokalen Gegebenheiten ab.

Des Weiteren werden viele Experimentiereinrichtungen aufgrund wissenschaftlicher Erfordernisse ausgetauscht, bevor ein Austausch aufgrund der Werkstoffalterung erforderlich wäre. Umgekehrt kann versucht werden, ein aus Altersgründen erforderliches Austauschen mit einer Ertüchtigung der Experimentiereinrichtung zu verbinden, um einen wissenschaftlichen Mehrwert zu generieren.

In gewissem Maße unabhängig davon sind die Strahlrohre und Einrichtungen wie z. B. thermische Säulen zu betrachten. Diese verbleiben oft für längere Zeit im Reaktor, da sie kein unmittelbarer Bestandteil der jeweiligen Experimente sind. Insbesondere die Strahlrohrnasen und andere, kernnahe Bereiche können strahlungsbedingten Alterungseffekten ausgesetzt sein. Auch in diesen Fällen kann das durch ein entsprechendes Austauschkonzept beherrscht werden. So z. B. ist im FRM-II und in OPAL-Reaktor (Australien) für die Strahlrohrnasen ein Austauschintervall von ca. zehn Jahren vorgesehen.

Ein alterungsbedingter Ausfall von Experimentiereinrichtungen ist aus wissenschaftlicher Sicht zwar unerwünscht, hat aber nur dann eine sicherheitstechnische Bedeutung, wenn dadurch die Sicherheitsfunktionen beeinträchtigt werden, z. B. Wasserverlust durch Leckage in einer Poolwanddurchführung. Das Alterungsmanagement der Experimentiereinrichtungen beschränkt sich aus sicherheitstechnischer Sicht daher darauf zu verhindern, dass alterungsbedingte Schäden Einrichtungen des Sicherheitssystems bei der Ausübung ihrer Funktionen behindern.

4.3.1 Kalte Quellen

Einige Bereiche der Hilfssysteme der kalten Quelle arbeiten bei Umgebungsbedingungen. Die äußeren Oberflächen der tiefkalten Bereiche der kalten Quelle sind zudem thermisch isoliert. Somit sind in diesen Bereichen für die metallischen Werkstoffe keine signifikant anderen Betriebsbedingungen zu erwarten.

Anders sieht es mit den Bereichen aus, in denen metallische Werkstoffe (Aluminium- und Zirkonium-Legierungen bzw. austenitische Stähle) in direktem Kontakt mit tiefkaltem Medium (flüssiges D₂ oder He) kommen. Von Aluminium-Legierungen ist bekannt, dass diese bei tiefen Temperaturen im Neutronenfeld verspröden können. Allerdings wird davon ausgegangen, dass diese Versprödung durch regelmäßiges „Aufheizen“ auf Umgebungstemperatur, wie es in Stillstandsphasen auftritt, nahezu vollständig ausgeheilt wird.

Ausmaß und Kinetik der Alterung hängt dabei stark von den verwendeten Werkstoffen, den geometrischen Randbedingungen und dem Neutronenfluss ab. Basierend auf diesen Parametern – z. T. in Verbindung mit Voreilproben in Bezug auf den Neutronenfluss – können Austauschintervalle für die einzelnen Komponenten der kalten Quelle festgelegt werden. Schäden am inneren Aufbau einer kalten Quelle, die die Kühlung der

kalten Quelle beeinträchtigen, können dazu führen, dass diese ihre Aufgabe nicht mehr erfüllen kann und somit ebenfalls ausgetauscht werden muss.

4.3.2 Heiße Quellen

Im Falle des FRM-II besteht die heiße Quelle aus einem Graphitblock, der aber thermisch gegenüber den metallischen Strukturwerkstoffe isoliert ist. Da die heiße Quelle als doppelwandiges Gefäß ausgeführt ist, erfährt nur die innere Wandung eine etwas höhere Temperatur. Die Zyklenzahl für diese thermische Beanspruchung ist aber durch die Anzahl der An- und Abfahrvorgänge limitiert und fällt entsprechend niedrig aus.

Die Versprödung durch Neutronen ist auch für die heiße Quelle der dominierende Alterungsmechanismus und ist bei der Bestimmung der Lebensdauer dieser Komponente zu berücksichtigen.

5 Maßnahmen für die Überwachung und Beherrschung der Alterung von technischen Einrichtungen

Die Alterung von technischen Einrichtungen kann mitunter nicht immer direkt überwacht werden und wird häufig erst registriert, wenn die technische Einrichtung deutliche Veränderungen aufweist oder die Integrität der Einrichtung nicht mehr gegeben ist. Im Folgenden werden Überwachungsmaßnahmen und präventive oder mitigative Maßnahmen aufgeführt, um alterungsbedingte Änderungen zu verhindern, zu minimieren oder rechtzeitig zu erkennen und entsprechende Gegenmaßnahmen durchzuführen. Einige Maßnahmen entfallen für Forschungsreaktoren mit sehr niedriger Leistung, wie z. B. den AKR-2 und den SUR, da diese keinerlei Kühlkreisläufe mit flüssigem Medium benötigen. Dies sind insbesondere die Überwachung der Wasserchemie und wiederkehrende Prüfungen an Komponenten von Kühlkreisläufen.

5.1 Überwachungsmaßnahmen in Forschungsreaktoren

Die Wasserchemie des Primär-Kühlsystems wird im FRM II und FRMZ überwacht, so dass festgelegte Werte für die Leitfähigkeit und den pH-Wert eingehalten werden und bestimmte Alterungsphänomene verhindert oder minimiert werden. Diese Überprüfung erfolgt im Reinigungs-System der Anlagen. In anderen geschlossenen Kühlsysteme (z. B. Moderatortank-Kühlsystem, Sekundär-Kühlsystem) werden festgelegte Werte für die Wasserchemie ebenfalls überwacht. Die Überwachung kann dabei sowohl kontinuierlich erfolgen wie z. B. für die Leitfähigkeit als auch in Form von regelmäßigen Probenahmen. Abweichungen von vorgegebenen Werten (z. B. Zunahme von Verunreinigungen) können dabei ein Indiz für ein mögliches aktives Alterungsphänomen sein.

Im Rahmen von wiederkehrenden Prüfungen erfolgt eine Überwachung der Integrität der Komponenten. Der Umfang dieser Prüfungen (Prüferte, Häufigkeit) orientiert sich im Wesentlichen an den Vorgaben wie sie in KTA 3211.4 /KTA 17/ zu finden sind. Danach werden in großem Umfang Sichtprüfungen an Oberflächen durchgeführt. Dadurch können alterungsbedingte Veränderungen an Oberflächen (z. B. Risse) frühzeitig erkannt und mögliche Gegenmaßnahmen getroffen werden. Die Sichtprüfungen schließen Innenoberflächen und auch die Zuhilfenahme von Kameras mit ein. Da in den Forschungsreaktoren keine Isolierungen an den mechanischen Komponenten erforderlich sind, sind deren äußere Oberflächen jederzeit zugänglich und prinzipiell einsehbar, so dass

Veränderungen an Oberflächen auch außerhalb von wiederkehrenden Prüfungen erkannt werden können.

Des Weiteren sind Druckprüfungen durchzuführen. Diese schließen Kühlkreisläufe, die heiße und kalte Quelle sowie Strahlrohre mit ein. Neben dem Nachweis der Integrität von Komponenten oder Experimentiereinrichtungen wird dadurch auch ein Nachweis über die Auslegungsreserven dieser Einrichtungen geliefert.

Im FRM II können über Detektionssysteme Leckagen zwischen Beckenauskleidung und dem Beton sowie in den Doppeldichtungssystemen einiger Flansche erkannt werden. Dadurch können Schäden an diesen Komponenten frühzeitig erkannt werden, wobei im Fall der Flansche dieser seine Dichtfunktion auf Grund der Doppeldichtung weiterhin erfüllt. Weiterhin können ausreichend große Leckagen aus dem Becken des FRM II und FRMZ durch anfallendes Wasser in dafür vorgesehenen Sümpfen und durch einen Abfall des Beckenwasserspiegels erkannt werden. Undichtigkeiten in der Standard-Rohrpostanlage des FRM II können über Feuchtesensoren erkannt werden. Im Rahmen der Durchführung von Experimenten, bei denen Probenbehältern in eigentlich trockenen Systemen genutzt werden, kann vorhandene Feuchtigkeit an diesen Behälteraußenflächen ein Hinweis auf eine Leckage sein. Dadurch können Maßnahmen ergriffen werden, um einen weiteren Schadensfortschritt zu unterbinden und den Schaden zu reparieren.

Der Zwischenraum der doppelwandigen Konstruktion der kalten und heißen Quelle wird drucküberwacht, wodurch Schäden an einer der Wandungen erkannt werden können, bevor ein vollständiges Versagen erfolgt. Der Schaden an einer der Wandungen kann zwar nicht verhindert werden, jedoch können Maßnahmen (z. B. Leistungsreduktion oder Herunterfahren des Reaktors) ergriffen werden, um einen weiteren Schadensfortschritt zu verhindern.

Die Prüfungen an Bauwerken, inklusive von z. B. Dekontanstrichen, Neutronenleiterdurchführungen, werden in allen Forschungsreaktoren als Sichtprüfungen wiederkehrend durchgeführt. So können entstehende Risse oder Veränderungen an Oberflächen erkannt werden. Im Falle von bestehenden zulässigen Rissen wird deren Veränderung überwacht. Prüfungen an Bauwerken können auch im Zusammenhang mit dem Brandschutz auftreten bei denen unter anderem Durchgänge und Durchführungen geprüft werden, um die Funktion sicherzustellen. Dadurch können alterungsbedingte Veränderungen z. B. von Türdichtungen festgestellt werden.

5.2 Präventive und mitigative Maßnahmen zur Beherrschung alterungsbedingter Veränderungen

Für alle mechanischen Komponenten und Experimentiereinrichtungen, die mit Medium in Kontakt kommen, ist die Festlegung der Wasserchemie und die Kontrolle derselben die grundsätzliche präventive Maßnahme, um Korrosion wirksam zu vermeiden oder zu minimieren. In Kühlkreisen wird dadurch auch die Entstehung von Ablagerungen verhindert und damit einer Verschlechterung der Kühlleistung entgegengewirkt.

Nicht immer können alterungsbedingte Veränderungen durch Maßnahmen verhindert werden. Sofern hierbei der zeitliche Verlauf der Veränderungen bekannt ist und ein vorzeitiger Austausch vorgenommen wird, ist dies eine wirksame Maßnahme gegen Ausfälle von Einrichtungen durch alterungsbedingte Veränderungen und zur Sicherstellung der Sicherheit der Anlage. Daher ist eine wesentliche präventive Maßnahme gegen die Folgen aus strahlungsbedingten Alterungsphänomenen für Experimentiereinrichtungen sowie passive Komponenten, die einer höheren Bestrahlung ausgesetzt sind, zum einen die Festlegung einer Lebensdauer und zum anderen der entsprechende rechtzeitige Austausch der Experimentiereinrichtungen oder passiven Komponente. Dies wird für Strahlrohrnasen, welche nahe dem Kern sind und eine höhere Bestrahlung als das übrige Strahlrohr erfahren, praktiziert. So ist z. B. im FRM-II und im OPAL-Reaktor (Australien) für die Strahlrohrnasen ein Austauschintervall von ca. zehn Jahren vorgesehen. Ebenso ist für den Zentralkanal im FRM II ein entsprechendes Austauschintervall vorgesehen. In die Bestimmung des Austauschintervalls gehen hierbei nur strahlungsbedingte Phänomene ein, da diese für das Austauschintervall bestimmend sind. Andere Alterungsmechanismen, wie z. B. Korrosion oder Ermüdung spielen keine Rolle oder haben einen zu geringen Einfluss auf die Lebensdauer der Komponente. Andere unvorhergesehene Mechanismen, die zu einer Schwächung der Komponente führen können, wie z. B. eine Überbeanspruchung, können bei der Bestimmung der Lebensdauer nicht berücksichtigt werden und müssten bei bekannt werden gesondert betrachtet werden. Der vorbeugende Austausch kann von vorausseilend bestrahlten Einhängeproben begleitet werden, die aus demselben Werkstoff hergestellt sind wie die auszutauschende Komponente oder Experimentiereinrichtung. Dadurch kann eine frühzeitige und genauere Prognose zu Veränderungen der mechanischen Eigenschaften getroffen werden.

Die heiße und kalte Quelle sind als doppelwandige Konstruktion ausgelegt und der Zwischenraum ist evakuiert und wird überwacht. Dadurch können Leckagen in einer der

Wandungen erkannt und entsprechende Maßnahmen ergriffen werden, so dass ein Komplettersagen der Experimentiereinrichtung wirksam verhindert werden kann.

Überwachungsmaßnahmen, mit denen Leckagen detektiert werden (Leckage-Detektionssystem, Feuchtigkeit an Außenflächen von Probenbehältern), verhindern alterungsbedingte Schädigungen nicht, dienen aber dazu, rechtzeitig mitigative Maßnahmen und Reparaturen einzuleiten, um einen weiteren Schadensfortschritt zu unterbinden.

Für Bauwerke bestehen nur mitigative Maßnahmen in Form von Sichtprüfungen, wodurch entstehende Schäden erkannt und wenn notwendig repariert werden können. Dies kann in der Regel rechtzeitig erfolgen, bevor entstehende Risse die Funktion der Bauwerke beeinträchtigen könnte.

6 Zusammenfassung

Die in Forschungsreaktoren vorliegenden Beanspruchungen von passiven mechanischen Komponenten und Experimentiereinrichtungen sind im Vergleich zu Leistungsreaktoren niedrig. Die auftretenden Temperaturen an Komponenten liegen im Betrieb der Anlagen weit unterhalb von 100 °C und die auftretenden Drücke sind ebenfalls niedrig (wenige bar). Änderungen dieser Betriebsbedingungen treten nur beim An- und Abfahren der Anlagen auf, was in Forschungsreaktoren mehrmals innerhalb eines Betriebsjahres vorkommt. Die Anzahl dieser Vorgänge bezogen auf die Laufzeit dieser Anlagen ist aber immer noch niedrig, so dass hier nur eine geringe Beanspruchung durch die Zyklen vorliegt, weswegen nicht mit einer Begrenzung der Lebensdauer von diesen Komponenten auf Grund von thermischer oder mechanischer Ermüdung zu rechnen ist.

Das gleiche gilt für die Lebensdauer von Experimentiereinrichtungen in Bezug zu thermischer oder mechanischer Ermüdung. Kalte und heiße Quellen weisen hier zwar deutlich abweichende sehr niedrige bzw. sehr hohe Temperaturen auf, jedoch sind die Behälter als doppelwandige Konstruktion ausgeführt, was eine ausreichende thermische Isolierung ermöglicht und damit unzulässige Spannungen in den Werkstoffen verhindert. Die sich dort einstellenden Temperaturen sind im Betrieb statisch und stellen daher keine Wechselbeanspruchung dar.

Andere Alterungsphänomene (wie z. B. Spannungsrisskorrosion, Erosionskorrosion), wie sie von Leistungsreaktoren bekannt sind, können in Forschungsreaktoren nicht auftreten, da insbesondere die hier vorliegenden Betriebstemperaturen zu niedrig sind und damit notwendige Randbedingungen für das Auftreten solcher Phänomene nicht vorliegen.

Zum Schutz vor Korrosion von passiven mechanischen Komponenten als auch von Experimentiereinrichtungen, die mit Medium in Kontakt sind, werden für entsprechende Systeme (Becken, Kühlkreisläufe, Reinigungssysteme) Vorgaben hinsichtlich der Wasserchemie gemacht (u. a. Leitfähigkeit) und durch Überwachungsmaßnahmen sowie Reinigungssysteme die Einhaltung der Werte sichergestellt.

Das verbleibende, dominierende Alterungsphänomen in Forschungsreaktoren ist die Versprödung von Werkstoffen durch die Bestrahlung und eine dementsprechende Veränderung der mechanischen Eigenschaften. Hiervon betroffen sind insbesondere Experimentiereinrichtungen und passive mechanische Komponenten im kernnahen Bereich

(u. a. Strahlrohrnasen, Zentralkanal des FRM II). Diese Einrichtungen sind aus Aluminiumlegierungen gefertigt. Für stärker bestrahlte Einrichtungen ist die Lebensdauer daher begrenzt und die Einrichtungen sind bei Erreichen dieser Lebensdauer auszutauschen.

Der Schutz vor Korrosion als auch der vorbeugende Austausch stellen präventive Maßnahmen gegen Alterungsphänomene dar. Eine weitere Maßnahme zur Beherrschung der Alterungsphänomene bzw. zur rechtzeitigen Erkennung von alterungsbedingten Veränderungen sind wiederkehrende Prüfungen an passiven mechanischen Komponenten und Experimentiereinrichtungen. Der Umfang (Sichtprüfungen, Druckprüfungen) und die Häufigkeit dieser Prüfungen sowohl für Komponenten als auch für Experimentiereinrichtungen (z. B. kalte oder heiße Quelle) orientiert sich an den Vorgaben wie sie für Leistungsreaktoren in den Regeln der KTA festgelegt sind. Dadurch können alterungsbedingte Schädigungen frühzeitig erkannt und entsprechend Gegenmaßnahmen ergriffen werden.

Die Beanspruchungen von Bauwerken in Forschungsreaktoren unterscheiden sich nicht von denjenigen in Leistungsreaktoren. Ebenso treten hier die gleichen Alterungsphänomene auf. Zur Vorsorge gegen unerwünschte Veränderungen durch Alterungsphänomene werden wiederkehrende Sichtprüfungen durchgeführt, um z. B. Risse frühzeitig zu erkennen und entsprechende Gegenmaßnahmen einzuleiten.

Literatur

- /ATG 97/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) vom 23.12.1959 (BGBl. I), i. d. F. d. Bek. vom 15.07.1985 (BGBl. I, S. 1565 ff), geändert durch das dritte Gesetz zur Verbesserung des Wahlrechtes für die Sozialversicherungswahlen und zur Änderung anderer Gesetze vom 19.04.97.
- /AUT 12/ Auterinen, I., Koskinen, A., Kivelä, P., Helin, J., Tuhti, A.: Inspection of the Reactor Tank and Internals at the Triga FIR 1. In: European Nuclear Society (Hrsg.): European Research Reactor Conference RRFM/IGORR 2012. Berlin, Germany, 18. - 22. März 2012, ISBN 978-92-95064-13-3, 2012.
- /BAJ 21/ Bajpai, S.: Ageing management, refurbishment and modernization of Research Reactor Dhruva, International Group on Research Reactors (IGORR) Conference and IAEA Technical Meeting (TM) on Research Reactor Ageing Management, Refurbishment and Modernization, Co-organized by IGORR and IAEA, Virtual Event, 31st May – 4th June 2021.
- /BAY 94/ Bayerisches Staatsministerium des Innern, für Sport und Integration (BStMI): Bayerische Bauordnung (BayBO) in der Fassung der Bekanntmachung vom 18. April 1994 BGVBI Nr. 9/1994.
- /BMU 17/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Report on Topical Peer Review: Ageing Management of Nuclear Power Plants and Research Reactors, German national assessment report. Bonn, 28. Dezember 2017.
- /BÖN 99/ Böning, K., Nuding, M.: FRM-II: Konzeptüberblick und Status, Vortrag in der Fachsitzung „Die neue Forschungsneutronenquelle - FRM-II“, Jahrestagung Kerntechnik, JK ,99, Karlsruhe, 18. -20. Mai 1999. Mai 1999.
- /COO 01/ Coors, D., Vanvor, D.: Horizontal Beam Tubes in FRM-II. In: International Group on Research Reactors (IGORR) (Hrsg.): 8th meeting of the International Group On Research Reactors. Munich, Germany, 17. - 20. April 2001, 2001.

- /DIN 75/ Deutsches Institut für Normung e.V. (DIN): DIN 1055: Lastannahmen für Bauten, Teil 5: Verkehrslasten; Schneelast und Eislast, Juni 1975.
- /DIN 83/ Deutsches Institut für Normung e.V. (DIN): DIN 18195 Bauwerksabdichtungen, Teil 6: Abdichtung gegen von außen drückendes Wasser; Bemessung und Ausführung, August 1983.
- /DIN 86/ Deutsches Institut für Normung e.V. (DIN): DIN 1055: Lastannahmen für Bauten - Teil 4: Verkehrslasten; Windlasten bei nicht schwingungsanfälligen Bauwerken, August 1986.
- /DIN 87/ Deutsches Institut für Normung e.V. (DIN): DIN 25449: Auslegung der Stahlbetonbauteile von Kernkraftwerken unter Belastungen aus inneren Störfällen, Mai 1987.
- /ENS 18/ European Nuclear Safety Regulator's Group ENSREG 1st Topical Peer Review "Ageing Management" Country specific findings. October 2018
- /FRA 01/ Framatome ANP GmbH (Hrsg.): Beantwortung von Fragen zur Sicherheit des Forschungsreaktors München II (FRM-II) Standort Garching, von Hr. R. Donderer, Physikerbüro Bremen. Februar 2001.
- /GRA 16/ Grafflugplatz: Garchinger Ei, FRM2, Forschungsgelände TU-München Garching. Hrsg.: Wikimedia Commons, erreichbar unter <https://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/1/11/110910032-TUM.jpg>, abgerufen am 20. August 2020.
- /GRS 01/ F. Michel et al.: Auswirkungen des Betriebs auf die Sicherheit der Kernkraftwerke. Abschlussbericht zum Vorhaben SR 2319, GRS-A-2915, Mai 2001
- /GRS 03/ F. Michel et al.: Identifizierung und Verfolgung sicherheitsrelevanter Schwerpunkte beim Alterungsmanagement in Kernkraftwerken zur bundeseinheitlichen Festlegung behördlicher Anforderungen. Abschlussbericht zum Vorhaben SR 2423, GRS-A-3167, Dezember 2003

- /GRS 22/ Informationsaustausch zwischen GRS und FRMZ im Rahmen eines Meetings 16.08.2022 im FRMZ.
- /IAE 10/ Ageing Management for Research Reactors. Specific Safety Guide No. SSG-10, IAEA, 2010.
- /IAE 15/ Operating Experience from Events Reported to the IAEA Incident Reporting System for Research Reactors, IAEA TECDOC 1762, IAEA, 2015.
- /IAE 16/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Ageing Management of Concrete Structures in Nuclear Power Plants. IAEA Nuclear Energy Series, No. NP-T-3.5, 372 S., ISBN 978-92-0-102914-0, IAEA: Vienna, 2016.
- /IBM 05a/ Institut für Baustoffe, Massivbau und Brandschutz: Baustoffkunde I, Auflage 4, Technische Universität Braunschweig, Braunschweig 2005.
- /IBM 05b/ Institut für Baustoffe, Massivbau und Brandschutz: Baustoffkunde II, Auflage 4, Technische Universität Braunschweig, Braunschweig 2005.
- /IFK 20/ Institut für Kernchemie (IFK): <https://www.kernchemie.uni-mainz.de/>
- /KTA 90/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2201 Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 1: Grundsätze, Teil 2: Baugrund, Teil 3: Auslegung der baulichen Anlagen, Teil 4: Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschinen- und elektrotechnische, Anlagenteile, Juni1990.
- /KTA 92/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 2207 Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser, Juni1992.
- /KTA 17/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): KTA 3211.4 Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises, Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung. Fassung 2017-11, November 2017.

- /MEN 62/ Menke, H.: Sicherheitsbericht TRIGA Mark II Kernreaktor mit Pulseinrichtung. Institut für Anorganische Chemie und Kernchemie der Johannes Gutenberg-Universität Mainz, März 1962.
- /NRC 13/ United States Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC): Expanded Materials Degradation Assessment (EMDA), Volume 4: Aging of Concrete and Civil Structures NUREG/CR-7153, ORNL/TM-2013/532, Washington, D.C., 2013.
- /PAP 21/ Pape, Y.L. et al.: Life Beyond 80. Concrete Aging. In: Development of guidance documents to support license renewal for 100 years of plant operation, Public meeting der U.S. NRC, Washington D.C., 21.01.21.
- /PET 09/ Petry, W.: Multiple purpose research reactors for the 21st century. In: International Group on Research Reactors (IGORR) (Hrsg.): 12th meeting of the International Group On Research Reactors. Beijing, China, 28. - 30. Oktober 2009, Oktober 2009.
- /PIC 16/ Pichlmaier, A., Gerstenberg, H., Kastenmüller, A., Kress, M., Krokowski, C., Schmidt, M.: FRM II: Non-Destructive Testing of the Primary Cooling Loop. In: European Nuclear Society (Hrsg.): European Research Reactor Conference RRFM/IGORR 2016. Berlin, Germany, 13. - 17. März 2016, S. 474–477, ISBN 978-92-95064-25-6, 2016.
- /SHI 12/ Shin, J.-W., Lee, J.-H., Kim, H.-K., Jung, H.-S.: Status of Ageing Management Program for Hanaro. In: European Nuclear Society (Hrsg.): European Research Reactor Conference RRFM/IGORR 2012. Berlin, Germany, 18. - 22. März 2012, ISBN 978-92-95064-13-3, 2012.
- /SIE 94/ Siemens AG (Hrsg.): Moderatortankeinheit Übersicht Systemteile Vertikalschnitt, Zeichnung FRM II-NLS3-00-000041. 22. Juni 1994.
- /THI 10/ Thiering, R.: OPAL Reflector Vessel & Leak Mitigation. In: International Group on Research Reactors (IGORR) (Hrsg.): 13th meeting of the International Group On Research Reactors. Knoxville, USA, September 2010.

- /TUM 93a/ Technische Universität München, Siemens (Hrsg.): Neutronenquelle München FRM-II in Garching, Sicherheitsbericht. Oktober 1993.
- /TUM 93b/ Technische Universität München, Siemens (Hrsg.): Neutronenquelle München FRM-II in Garching, Kurzbeschreibung. Oktober 1993.
- /TÜV 62/ TÜV Rheinland (Hrsg.): 1. Sicherheitsgutachten über den TRIGA Mark II – Kernreaktor im Institut für Anorganische Chemie und Kernchemie der Johannes Gutenberg-Universität Mainz. 17. Dezember 1962.
- /TÜV 96/ TÜV Bayern Sachsen (Hrsg.): Gutachten über die Sicherheit des Forschungsreaktors München II (FRM-II), Standort Garching für das atomrechtliche Genehmigungsverfahren, Gutachten zur Konzeption der Anlage (Konzeptgutachten). März 1996.
- /TÜV 97/ TÜV Energie- und Systemtechnik GmbH (Hrsg.): Gutachten zur Sicherheit des Forschungsreaktors München II (FRM-II) Standort Garching für das atomrechtliche Genehmigungsverfahren nach § 7 AtG, 2. Teilgenehmigung, Errichtung der maschinen- und elektrotechnischen Systeme und weiterer Gebäude. Oktober 1997.
- /VOU 02/ Vouilloux, F. et al.: The aging of nuclear power plants. In: Scientific and technical report 2002, IRSN, Paris, 2002.
- /WIL 10/ Wilkin, G. B.: A Brief History of the NRU Reactor Vessel Leak and Repair. In: International Group on Research Reactors (IGORR) (Hrsg.): 13th meeting of the International Group On Research Reactors. Knoxville, USA, September 2010.
- /WNN 21/ World Nuclear News (WNN): Safety concerns over Koeberg containment refuted, 16 February 2021
<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Safety-concerns-over-Koeberg-containment-refuted>

Abbildungen

Abb. 2.1	Lageplan des FRM-II auf dem Forschungsgelände Garching /TUM 93b/.....	4
Abb. 2.2	Foto des FRM II im Hintergrund und FRM I im Vordergrund /GRA 16/.....	5
Abb. 2.3	Grundriss Reaktorgebäude und Neutronenleiterhalle: oben (nördlich) Zugangsgebäude UBA, rechts (östlich) Fortluftkamin UKA /TUM 93b/.....	7
Abb. 2.4	Längsschnitt durch das Reaktorgebäude /TUM 93b/	8
Abb. 2.5	Grundriss Kellergeschoss des FRMZ /MEN 62/	14
Abb. 2.6	Grundriss Erdgeschoss des FRMZ /MEN 62/	15
Abb. 2.7	Reaktorhalle des FRMZ mit Blick auf den Reaktor und die Reaktorwarte /IFK 20/	16
Abb. 2.8	Vertikaler Schnitt durch den Reaktor und die umgebende Betonkonstruktion /MEN 62/	17
Abb. 2.9	FRM II Reaktorbecken mit Einbauten (Original-Zeichnung bearbeitet) /SIE 94/.....	21
Abb. 2.10	Vertikaler Querschnitt Reaktor FRMZ	28
Abb. 2.11	Aufbau eines horizontalen Strahlrohrs im FRM II /COO 01/	30
Abb. 2.12	Heiße Neutronenquelle des FRM II /PET 09/	32
Abb. 3.1	Mikrorisse im Betongefüge durch Alkalitreiben /PAP 21/.....	46
Abb. 3.2	Makrorisse im einem Betonbauteil durch Alkalitreiben /PAP 21/	46

Tabellen

Tab. 2.1	Auslegungs- und Betriebsparameter Moderator tank FRM II	22
Tab. 2.2	Auslegungs- und Betriebsparameter Zentralkanaleinheit FRM II	23
Tab. 2.3	Auslegungs- und Betriebsparameter Primär-Kühlsystem FRM II	24
Tab. 2.4	Auslegungs- und Betriebsparameter Notkühlsystem FRM II	25
Tab. 2.5	Auslegungs- und Betriebsparameter Moderator-Kühlsystem FRM II.....	25
Tab. 2.6	Auslegungs- und Betriebsparameter Becken-Kühlsystem FRM II.....	26
Tab. 2.7	Auslegungs- und Betriebsparameter Sekundär-Kühlsystem FRM II.....	27
Tab. 2.8	Auslegungs- und Betriebsparameter Tertiär-Kühlsystem FRM II.....	27

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de