

**Forschungsarbeiten
zur Anwendung des
kerntechnischen
Regelwerks auf
Forschungsreaktoren**

Forschungsarbeiten zur Anwendung des kerntechnischen Regelwerks auf Forschungsreaktoren

Marcus Trapp
Kai Nünighoff

Juni 2020

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) unter dem Kennzeichen 4717R01367 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

Deskriptoren

Forschungsreaktoren, graded approach, kerntechnisches Regelwerk

Kurzfassung

Im Rahmen eines vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) geförderten Eigenforschungs- und Entwicklungsvorhabens wurde ein strukturierter Ansatz zur Bewertung des Gefährdungspotentials von Forschungsreaktoren entwickelt. Im Rahmen dieses Ansatzes wurden drei Kategorien („Anwendungsschwerpunkt“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Einschluss der Radioaktivität“) eingeführt und in eine Matrix eingeordnet, anhand derer sich das Gefährdungspotential des betrachteten Forschungsreaktors umfassend abbilden lässt.

Als eine Möglichkeit eines „graded approach“ wurden der entwickelte Ansatz auf die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (SiAnf) /BMU 12/ angewandt. Der entwickelte Ansatz wurde für ausgewählte Fallbeispiele erprobt. Auf dieser Grundlage wurden Vor- und Nachteile einer gefährdungsgruppenbezogenen Abstufung von Sicherheitsanforderungen für Leistungsreaktoren bei der Anwendung auf unterschiedliche Gefährdungsgruppen von Forschungsreaktoren aufgezeigt und mögliche Probleme bei der Anwendung diskutiert.

Abstract

Within the framework of a research and development project funded by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), a structured approach for the assessment of the hazard potential of research reactors was developed. Within the framework of this approach, three categories ("application", "fuel cooling" and "confinement of radioactivity") were introduced and classified in a grading matrix, on the basis of which the hazard potential of the research reactor under consideration can be comprehensively represented.

As one possibility of a "graded approach" the developed approach was applied to the safety requirements for nuclear power plants (SiAnf) /BMU 12/. The developed approach was tested for selected case studies. On this basis, the advantages and disadvantages of a hazard group-related grading of the safety requirements for power reactors when applied to different hazard groups of research reactors were shown and possible problems in the application were discussed.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
2	Stand von Wissenschaft und Technik	5
2.1	Der GRS-A-408 Bericht Teil 1: „Zuordnung der Forschungsreaktoren zu Gruppen“ aus dem Jahr 1979	5
2.2	Publikation „Safety Reviews of Research Reactors in Germany – Graded Approach for the periodic safety review according to § 19a of the Atomic Energy Act“	6
2.3	Auswertung der Proceedings der RRFM, IGORR und der IAEO Konferenzen.....	6
2.4	Auswertung des kanadischen CNSC RD-367.....	8
2.5	Dutch Safety Requirements	9
2.6	Systematische Auswertung der IAEO Safety Standards mit Bezug zum graded approach bei Forschungsreaktoren	11
2.7	Erkenntnisse aus Konferenzteilnahmen.....	14
2.7.1	18. IGORR Konferenz Dezember 2017	14
2.7.2	IAEO Konferenz 2019	15
3	Anlagenbeschreibung der betrachteten deutschen Anlagen	25
3.1	Siemens Unterrichtsreaktoren (SUR).....	26
3.2	Ausbildungskernreaktor AKR-2.....	28
3.3	Forschungsreaktor Mainz (FRMZ)	29
3.4	Berlin Experimentier Reaktor II (BER II).....	33
3.5	Forschungsreaktor München II (FRM II)	37
4	Ermittlung des Gefährdungspotenzials von Forschungsreaktoren ...	41
4.1	Kategorie „Anwendungsschwerpunkt“	41
4.2	Kategorie „Kühlung der Brennelemente“.....	43
4.3	Kategorie „Einschluss radioaktiver Stoffe“	46
4.4	Zusammenfassung.....	51
4.5	Mögliche Erweiterungen.....	52

5	Untersuchungen zur Übertragbarkeit der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ auf Forschungsreaktoren	53
5.1	Hauptteil der Sicherheitsanforderungen.....	53
5.2	Anhang 2: „Zu berücksichtigende Ereignisse“	56
5.3	Anhang 3: „Anforderungen an den Schutz gegen Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen“	57
5.4	Anhang 4: „Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums und für die Instandhaltung“	58
5.5	Anhang 5: „Anforderungen an die Nachweisführung und Dokumentation“	58
6	Zusammenfassung und Schlussfolgerungen	59
	Literatur.....	61
	Abbildungsverzeichnis.....	67
	Tabellenverzeichnis.....	69
	Abkürzungsverzeichnis.....	71

1 Einleitung

Vor dem Hintergrund internationaler Entwicklungen gewinnt die Weiterentwicklung sicherheitstechnischer Anforderungen an Forschungsreaktoren zunehmende Bedeutung. In Europa trägt die Richtlinie 2009/71/EURATOM /EUR 09/ des Rates der Europäischen Union maßgeblich hierzu bei. Laut Artikel 3 Nr. 1 a) fallen Forschungsreaktoren explizit unter den Terminus „kerntechnische Anlagen“, so dass folglich viele verbindliche Anforderungen aus dieser Richtlinie und der diese Richtlinie ergänzenden Richtlinie 2014/87/EURATOM /EUR 14/ auch auf Forschungsreaktoren angewandt werden müssen. Eine direkte Folge hiervon ist beispielsweise die verpflichtende Durchführung der periodischen Sicherheitsüberprüfung aufgrund der Artikel 6 und 8c in Verbindung mit Artikel 3 oder die Berichterstattung zu Forschungsreaktoren im Rahmen der Topical Peer-Reviews aufgrund von Artikel 8e Absatz 2 und 3 der Richtlinie 2014/87/EURATOM. Diese Richtlinie wurde in Deutschland im Wesentlichen im AtG umgesetzt. Die zuvor erwähnten Anforderungen finden sich dort in folgenden Paragraphen wieder:

- § 2 Abs. 3a AtG „Begriffsbestimmungen“ → Definition kerntechnische Anlage
- § 7c AtG „Pflichten des Genehmigungsinhabers“
- § 19a Abs. 3 AtG „Überprüfung, Bewertung und kontinuierliche Verbesserung kerntechnischer Anlagen“ → Durchführung einer Sicherheitsüberprüfung alle zehn Jahre
- § 24b Abs. 2 AtG „Selbstbewertung und internationale Prüfung“ → Durchführung von Topical Peer Reviews alle sechs Jahre

Auf internationaler Ebene befasst sich die Internationale Atomenergie Organisation (IAEO) ebenfalls intensiv mit der Sicherheit von Forschungsreaktoren. Hierzu entwickelt sie spezifische Safety Standards für Forschungsreaktoren und führte eine Neubewertung der Sicherheit von Forschungsreaktoren aufgrund der Ereignisse im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi /IAE 14/ durch. Die Anforderungen im neu veröffentlichten SSR 3 /IAE 16b/ der IAEO zeigen einen deutlichen Trend zur Angleichung der an Leistungsreaktoren gestellten Anforderungen. Die Anwendung eines abgestuften Ansatzes, des sogenannten „graded approach“, auf Forschungsreaktoren wird seit Jahren bei der IAEO diskutiert.

Dieser wird im IAEO Glossar /IAE 19a/ wie folgt definiert:

- „Für ein Kontrollsystem, wie z. B. ein Regulierungssystem oder ein Sicherheitssystem, ein Verfahren oder eine Methode, bei dem die Strenge der anzuwendenden Kontrollmaßnahmen und -bedingungen, soweit durchführbar, der Wahrscheinlichkeit und den möglichen Folgen eines Kontrollverlusts und dem damit verbundenen Risikoniveau angemessen ist.
- Eine Anwendung von Sicherheitsanforderungen, die den Merkmalen der Anlagen und Tätigkeiten oder der Quelle sowie dem Ausmaß und der Wahrscheinlichkeit der Expositionen angemessen ist.“

Ein Beispiel für einen abgestuften Ansatz ist somit eine strukturierte Methode, bei der die Stringenz der Anwendung von regulatorischen Anforderungen je nach dem Gefährdungspotential der Anlage variiert wird. Die IAEO veröffentlichte im Jahr 2012 erstmalig mit dem SSG-22 /IAE 12/ einen Safety Guide zum „graded approach“. In diesem Guide wurde eine systematische Methodik dargestellt und am Beispiel des damals gültigen Safety Requirements NS-R-4 „Safety of Research Reactors“ explizit anhand der Sicherheitsanforderungen für Forschungsreaktoren diskutiert.

Die Sicherheit von Forschungsreaktoren ist auch Thema bei den von der IAEO durchgeführten Überprüfungsmissionen in den Mitgliedsländern. Es gibt mehrere Missionen, die speziell auf Forschungsreaktoren ausgerichtet sind: Integrated Nuclear Infrastructure Review for Research Reactors (INIR-RR) und Operational and Maintenance Assessment for Research Reactors (OMARR) richten sich an die Betreiber von Forschungsreaktoren; Integrated Research Reactor Utilization Review (IRRUR) und Integrated Safety Assessment of Research Reactors (INSARR) an die staatlichen Stellen des Mitgliedsstaates. In Deutschland wurde bisher keine dieser speziell auf Forschungsreaktoren zugeschnittenen Missionen durchgeführt. Während der 2019 in Deutschland durchgeführten Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission der IAEO wurde der regulatorische Rahmen im Bereich der nuklearen Sicherheit kerntechnischer Anlagen betrachtet. Dies schloss auch Forschungsreaktoren mit ein. Der Bericht der Mission bezieht sich in einigen Empfehlungen und Vorschlägen auch explizit auf regulatorische Anforderungen an Forschungsreaktoren.

Zielsetzung der hier beschriebenen Arbeiten war es vor allem, die Übertragbarkeit der deutschen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /BMU 12/ auf Forschungsreaktoren mittels des „graded approach“ zu untersuchen.

In Kapitel 2 des vorliegenden Berichts ist der Stand von Wissenschaft und Technik zu Sicherheitsanforderungen an Forschungsreaktoren, insbesondere zur Anwendung des „graded approach“, wiedergegeben. Kapitel 3 gibt einen Überblick zu den technischen Gegebenheiten der in Deutschland betriebenen Forschungsreaktoren (Stand 2019). Eine Methode zur Kategorisierung von Forschungsreaktoren nach ihrem Gefährdungspotenzial wird in Kapitel 4 aufgezeigt und auf deutsche Forschungsreaktoren angewandt. Auf Grundlage der in Kapitel 4 eingeführten Kategorien und der entwickelten „grading Matrix“ wurde dann die Übertragbarkeit der deutschen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /BMU 12/ auf Forschungsreaktoren systematisch untersucht (s. Kapitel 5 und Anhänge A – F). In Kapitel 6 sind die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zusammengefasst und es werden Schlussfolgerungen gezogen.

2 Stand von Wissenschaft und Technik

2.1 Der GRS-A-408 Bericht Teil 1: „Zuordnung der Forschungsreaktoren zu Gruppen“ aus dem Jahr 1979

Zielsetzung des Berichtes /GRS 79/ war die Zusammenstellung von technischen Mindestanforderungen an Forschungsreaktoren (FR), um das Vorgehen bei möglichen Nachrüstmaßnahmen (Backfitting) festzulegen. Eine Einordnung der deutschen FR wurde anhand von zwei Kriterien vorgenommen. Diese Kriterien sind

- a) Systemgruppen, die sich anhand der Abfuhr der Nachzerfallswärme definieren und
- b) Gefährdungsklassen, die auf einer Analyse des Gefährdungspotentials bei maximaler Freisetzung beruhen.

Die bei der Berichtserstellung vorgenommene Einstufung der einzelnen FR in Gefährdungsklassen ist heute allerdings nicht mehr nachvollziehbar. Anhand der Untersuchungen wurde festgestellt, dass (mit Ausnahme der SNEAK Anlage) diese beiden Kriterien korrelieren.

Die Schnelle Nullleistungs-Experimentier-Anlage Karlsruhe (SNEAK) wurde genutzt, um neutronenphysikalische Untersuchungen zu schnellen Brütern durchzuführen. Der Kernaufbau entsprach bezüglich Spaltmaterialinventar, Geometrie und Materialzusammensetzung dem Reaktorkern eines schnellen Leistungsbrutreaktors und konnte bis zu 342 kg Plutonium enthalten. Beim bestimmungsgemäßen Betrieb wurde allerdings nur ein Bruchteil davon genutzt und die Anlage konnte mit einer Leistung von 0,1 – 1.000 W betrieben werden. Die Abweichung, von der für die übrigen Forschungsreaktoren gefundenen Korrelation, lässt sich anhand der nicht erforderlichen Nachzerfallswärmeabfuhr, bzw. des hohen Gefährdungspotentials durch das Kerninventar erklären. Eine ähnliche Problematik ergibt sich auch für die in Russland betriebenen Forschungsreaktoren, zum Beispiel die kritische Anordnung BFS, die aufgrund Plutoniumbrennstoffes nicht in die Risikogruppe P0, sondern höher eingeordnet wird. Siehe hierzu die Diskussion in Abschnitt 2.6.2 bzw. /SAP 19/.

2.2 Publikation „Safety Reviews of Research Reactors in Germany – Graded Approach for the periodic safety review according to § 19a of the Atomic Energy Act“

In der Publikation „Safety Reviews of Research Reactors in Germany – Graded Approach for the periodic safety review according to § 19a of the Atomic Energy Act“ von K. Niedzwiedz wird dargelegt, wie der Leitfaden SSG-22 der IAEO /IAE 12/ bei den periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) gemäß § 19a AtG zur Anwendung gebracht wird. In einem ersten Schritt wird eine Eingruppierung der betrachteten FR vorgenommen. Als zweiter Schritt folgen dann die Analyse und Einstufung der Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC), wobei die Abstufung der Anforderungen zu keinen Abstrichen bei der nuklearen Sicherheit führen darf.

Zur Gruppierung im Sinne des SSG-22 werden hierbei die Merkmale thermische Leistung, Gefährdungsgruppe und Systemgruppe herangezogen. Die Gefährdungsgruppen werden vergleichbar zum GRS-A-408 anhand des radioaktiven Inventars bestimmt. Hier wird allerdings explizit auf ausgewählte Isotope (I-131, Cs-137), die besondere radiologische Relevanz haben, eingegangen. Für die Einstufung in Systemgruppen wird die Nachzerfallsabfuhr nach Abschaltung aus Volllast betrachtet.

2.3 Auswertung der Proceedings der RRFM, IGORR und der IAEO Konferenzen

Tab. 2.1 listet die Anzahl der Fachbeiträge zum Thema „graded approach“ auf den Konferenzen RRFM (European Research Reactor Conference), IGORR (International Group on Research Reactors) und der IAEO Konferenz zu Forschungsreaktoren im Zeitraum 2001 bis 2019 auf. Es wird deutlich, dass ab dem Jahr 2010 eine klare, zunehmende Tendenz an Artikeln, die sich mit dem „graded approach“ beschäftigen, festzustellen ist. Ab dem Jahr 2016 hat sich dieser Trend nochmals verstärkt. Insbesondere ist die vermehrte Anzahl von Publikationen im Zusammenhang mit der Anwendung eines „graded approach“ im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) zu sehen.

Der Großteil der Beiträge von Aufsichtsbehörden beschreibt auf einem eher allgemeinen Niveau die Anwendung des „graded approach“ und die damit verbundene Kategorisierung der FR. Ein Beispiel hierfür ist der Artikel „Graded Approach of component classification in nuclear research reactors“ /TAW 16/ aus den IGORR 17 Proceedings. Beispiel für die konkrete Anwendung durch die Betreiber können in den Artikeln „The third refurbishment programme of the BR2 reactor in Mol, Belgium“ /VAN 16/ in der gleichen Veröffentlichung oder in „Advance in the RA-10 Reactor Project“ /BLA 14/ (IGORR 16) bzw. „Reassessment of research reactors – the approach implemented by IRSN based on the so-called „graded approach“ and taking into account the first lessons learned from the Fukushima events“ /DEB 12/ (IGORR 14) gefunden werden. Im zuletzt genannten Artikel wurden fünf Klassen definiert:

- Material Testing Reactors (MTR). Beispiele sind der Halden Boiling Water Reactor (HBWR) in Norwegen und OSIRIS in Frankreich
- Neutronenquellen, OPAL (Open Pool Australian Lightwater reactor), FRM II (Forschungsreaktor München II) und ILL (Institut Laue-Langevin)
- Critical Mock-ups, Neutronenphysikalische Untersuchungen, sehr geringe Leistung (im Wattbereich) BR1 (Belgian Reactor1) und MASURCA (MAquette SURgénérateur de CAdarache), EOLE Frankreich
- Testreaktoren: Unfallsimulation und Brennelementuntersuchungen, CABRI und PHEBUS
- Trainingsreaktoren, TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomics)

Insbesondere der Ansatz des IRSN (L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) /DEB 12/, FR anhand ihrer Nutzung zu gruppieren, ist für die deutschen FR von Interesse, da sich auch in Deutschland die Nutzung der Forschungsreaktoren stark unterscheidet. Sie wird in Abschnitt 4.1 aufgegriffen.

In der Veröffentlichung /SAP 18/ wird der aktuelle Stand der Umsetzung des „graded approach“ in der russischen Föderation beschrieben. Dort werden für die Kategorisierung im Rahmen des Schutzziels „Einschluss radioaktiver Stoffe“ vier Kategorien definiert:

- Kategorie I Radiologische Auswirkungen auf die Öffentlichkeit. Schutzmaßnahmen für die Öffentlichkeit können nötig werden. (Zum Beispiel: VVR-Tz, IBR-2 und VK-50)
- Kategorie II Radiologische Auswirkungen sind beschränkt auf eine Pufferzone. (Zum Beispiel: IRT-T, VVR-M und PIC)
- Kategorie III Radiologische Auswirkungen sind beschränkt auf das Betriebsgelände.
- Kategorie IV Radiologische Auswirkungen sind beschränkt auf Kontroll- und Überwachungsbereiche.

Außerdem wird der „graded approach“ in Russland auf verschiedene regulatorische Funktionen angewandt. Als Beispiel für die Anwendung kann die Zulassung des Leiters der Anlage durch die russische Behörde angesehen werden. So ist für die Genehmigung des Leiters von Forschungsreaktoren die Rostechnadzor Zentrale zuständig, während im Falle von kritischen und sub-kritischen Anordnungen diese Funktion an die jeweiligen Regionalbüros delegiert wird.

2.4 Auswertung des kanadischen CNSC RD-367

In dem regulatorischen Dokument RD-367 /CNC 12/ werden die Anforderungen der kanadischen Aufsichtsbehörde CNSC für SMR (small modular reactors) definiert. Die CNSC definiert Reaktoren mit einer thermischen Leistung von weniger als 200 MW_{th} als SMR und bezieht explizit auch andere Einsatzgebiete als die Stromproduktion, wie Forschung oder Isotopenproduktion, in diese Definition mit ein. Explizit wird auch der Einsatz eines „graded approach“ für die Auslegungen unterstützt. Dafür muss nachgewiesen werden, dass die Anwendung des „graded approach“ nicht die Schutzziele und Anforderungen des RD-367 verletzt. Neben den drei Schutzzielen „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Einschluss der Radioaktivität“ werden noch die Ziele „Kontrolle von betrieblichen Ableitungen“, „Beschränkung von unfallbedingter Freisetzung“ und „Überwachung von sicherheitsrelevanten Parametern“ definiert.

Konkret nennt RD-367 die folgenden Punkte, die bei der Anwendung des „graded approach“ zu berücksichtigen sind:

1. Leistung des Reaktors
2. Sicherheitscharakteristika des Reaktors
3. Menge und Anreicherungsgrad des Brennstoffes
4. Brennelementdesign
5. Art und Masse von Moderator, Reflektor und Kühlmittel
6. Verwendungsart des Reaktors
7. Anwesenheit von weiteren Gefahrenquellen
8. Generische Sicherheitsmerkmale der Auslegung
9. Quellterm
10. Lage
11. Nähe zu bewohnten Gebieten

Diese Auflistung lehnt sich stark an die Kriterien an, die im SSG-22, Absatz 2.7 /IAE 12/ vorgegeben sind.

In den Kapiteln 7 und 8 des RD-367 werden weiterhin allgemeine und systemspezifische Anforderungen definiert, die die Auslegung erfüllen müssen. Konkrete Beispiele für die Anwendung des „graded approach“ auf diese Anforderungen werden jedoch nicht gegeben. Des Weiteren enthält RD-367 konkrete Dosisgrenzwerte für den Betrieb und für Auslegungsstörfälle. Diese Werte sind mit den Werten für KKW's identisch /CNC 14/.

2.5 Dutch Safety Requirements

Im Jahr 2015 veröffentlichte die niederländische Behörde ANVS ein neues kern-technisches Regelwerk, die „Dutch Safety Requirements“ (DSR) /ANV 15/. Der Hauptteil sowie die Anhänge (Annex) 1 – 5 beziehen sich auf Leistungsreaktoren. Der Annex 6 greift den Ansatz zum „graded approach“ aus dem IAEA Safety Standard SSG-22 auf und konkretisiert diesen. Hierdurch existiert in den Niederlanden ein Leitfaden zur Einschätzung des Gefährdungspotentials für Forschungsreaktoren und die entsprechende Anwendung auf die für Leistungsreaktoren formulierten Sicherheitsanforderungen.

Für die Anwendung des „graded approach“ wird in Kapitel 2 des Annex 6 in einem ersten Schritt der Forschungsreaktor anhand seines Gefährdungspotentials kategorisiert. Für die Feststellung des Gefährdungspotentials des Reaktorkerns werden die radiologischen Folgen eines auslösenden Ereignisses auf die ungeschützte Anlage („unprotected plant“) untersucht. Hierbei nimmt man nur Kredit von betrieblichen Systemen, nicht aber von Sicherheitssystemen. Für eine realistische Beurteilung ist die Definition eines glaubwürdigen Unfallszenarios, das zur höchsten Freisetzung von radioaktivem Material führt von entscheidender Bedeutung. Die Analyse der radiologischen Folgen, d. h. Dosis auf und außerhalb des Betriebsgeländes führt dann zu einer Kategorisierung des Forschungsreaktors. In einem zweiten Schritt werden zusätzliche Faktoren, die im ersten Schritt nicht abgedeckt wurden und die sich an Para. 2.7 des SSG-22 orientieren, betrachtet. In einem dritten Schritt folgen dann die Entscheidung und Begründung der Abstufung der Anforderungen. Es wird zwischen drei Möglichkeiten der Anwendung einer Anforderung unterschieden:

- einer generellen Anwendbarkeit,
- der Möglichkeit einer abgestuften Anwendung „grading“ und
- dem Verzicht auf eine Anforderung.

Für das Schutzziel „Kontrolle der Reaktivität“ wird festgelegt (Annex 6, 2(2a)), dass für dieses Schutzziel kein grading angewendet wird. Für das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“ werden drei „Kühlungskategorien“ definiert, für das Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“ werden drei Risikokategorien definiert. Als Beispiel kann hier das 72 Stunden Kriterium (3.3 (5)) genannt werden. Hier definiert der Annex 6, dass bei einer Anlage, die in Kühlungskategorie 1 fällt, auf die Anforderung verzichtet werden kann. Für Anlagen der Kühlungskategorie 2 ist eine ausreichende Wasservorlage zur Kühlung der Brennelemente zu gewährleisten und bei Kategorie 3 ist die Anforderung vollumfänglich anzuwenden.

Nachdem in Kapitel 3 des Annex 6 die konkrete Anwendung des „graded approach“ auf das Regelwerk für Leistungsreaktoren, den Hauptteil der DSR, beschrieben wird, werden in den Kapiteln 4 und 5 zusätzliche forschungsreaktorspezifische Anforderungen eingeführt. Diese beinhalten auch Anforderungen an experimentelle Aufbauten, Bestrahlungseinrichtungen und Modifikationen.

Im Hinblick auf die Besonderheiten von Forschungsreaktoren werden in Kapitel 6 zusätzliche auslösende Ereignisse aufgeführt, die in der Sicherheitsanalyse verwendet

werden sollen, wenn eine angepasste Anwendung der auslösenden Ereignisse für Leichtwasserreaktoren (Annex 1 der DSR) nicht möglich ist.

Der Annex 6 der DSR kann somit als Beispiel für die Einführung einer Kategorisierung von Forschungsreaktoren dienen. Zusätzlich zeigt der Annex 6 eine Möglichkeit auf, wie ein „graded approach“ auf ein für Leistungsreaktoren geschriebenes Regelwerk im Hinblick auf Forschungsreaktoren angewandt werden kann.

2.6 Systematische Auswertung der IAEA Safety Standards mit Bezug zum graded approach bei Forschungsreaktoren

Der SSG-22 „Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors“ /IAE 12/ bietet eine Handreichung für die Anwendung des „graded approach“ auf die 2005 veröffentlichten IAEA Safety Requirements for Research Reactors (NS-R-4 /IAE 05/) und stellte zum ersten Mal eine umfassende Publikation zur Sicherheit von Forschungsreaktoren dar. Auf den „graded approach“ wird in den Paragraphen 1.11 – 1.14 eingegangen. Paragraph 1.14 nennt dabei die gleichen Kriterien, die auch in Paragraph 2.7 des SSG-22 aufgeführt werden. 2006 wurde eine aktualisierte Fassung der IAEA Safety Requirements for Research Reactors (SSR-3 /IAE 16b/) veröffentlicht. Im Rahmen einer großangelegten Überarbeitung der IAEA Dokumente bezüglich Forschungsreaktoren werden insgesamt elf Guides, die sich mit Forschungsreaktoren beschäftigen, unter anderem auch der SSG-22, aktualisiert und an die aktuelle Fassung der Safety Requirements für Research Reactors angepasst (SSR-3 /IAE 16b/). Dieser befindet sich im Augenblick (Stand Juni 2020) in Step 5 des 14 stufigen Prozesses zur Erarbeitung von IAEA Safety Standards. Inwieweit der Text im Rahmen dieser Überarbeitung angepasst wird, konnte daher im Rahmen dieses Vorhabens nicht betrachtet werden.

In Paragraph 2.7 werden elf Kriterien genannt, die zur Kategorisierung herangezogen werden können. Diese sind:

- die Reaktorleistung,
- der radiologische Quellterm,
- die Menge und der Anreicherungsgrad des spaltbaren Materials,
- BE-Lagerung, Hochdrucksysteme, Heizungssysteme und die Lagerung von brennbaren Materialien, die einen Einfluss auf die Sicherheit des Reaktors haben können,
- Art des Brennstoffs und seine chemische Zusammensetzung,

- Art und Masse des Moderators, Reflektors und Kühlmittels,
- Menge und Rate der Reaktivität, die eingebracht werden kann, Kontrolle der Reaktivität, inhärente und sicherheitstechnische Einrichtungen,
- Art des Containments und Confinements,
- Nutzung des Forschungsreaktors,
- Standort, inklusive möglicher Einwirkungen von außen,
- Nähe zu Bevölkerung und Umsetzung von Notfallplänen.

Des Weiteren wird im Jahr 2016 veröffentlichten SSR-3 /IAE 16b/ nun direkt im Text auf unterkritische und kritische Anordnungen eingegangen. Wobei hier keine Definition von unterkritischen Anordnungen gegeben wird. Annex II des SSR-3 verweist nur allgemein auf die Vielzahl von Auslegungen von subkritischen Anordnungen. Der IAEO Glossary /IAE 19a/ enthält ebenfalls nur eine Definition für kritische Anordnungen (critical assembly¹) und nicht für unterkritische Anordnungen. Im Hinblick auf das radiologische Gefährdungspotential und die Anwendung des „graded approach“ sind deshalb insbesondere unterkritische Anordnungen genau zu prüfen, da diese je nach Auslegung mehrere hundert Kilogramm MOX Brennstoff enthalten können. Im Gegensatz zu unterkritischen und kritischen Anordnungen, die in Paragraph 1.7 explizit in die Definition eines Forschungsreaktors mit eingeschlossen sind, werden im Paragraphen 1.8 allerdings homogene Reaktoren (unabhängig von ihrer thermischen Leistung) und ADS aus dem Anwendungsbereich des SSR-3 ausgeschlossen.

Der SSR-3 verweist in den Paragraphen 2.15 – 2.17 sowie in Requirement 12 (Use of the graded approach) explizit auf den „graded approach“. Im Unterschied zum SSG-22 wird hier bei den Kriterien für die Anwendung des „graded approach“ als zusätzlicher Punkt die Komplexität von Anlagenveränderungen genannt. Das im SSG-22 im Paragraphen 2.7 genannte Kriterium „Nähe zu Bevölkerung und die Umsetzung von Notfallplänen“ wird im SSR-3 nicht mehr aufgeführt.

¹ An assembly containing fissile material intended to sustain a controlled fission chain reaction at a low power level, used to investigate reactor core geometry and composition.
A critical assembly – as a device that is designed and used to sustain nuclear reactions – may be subject to frequent changes to the configuration of the reactor core and the lattice, and may frequently be used as a mock-up of a configuration of a reactor core.

Von besonderer Bedeutung für das Vorhaben ist die Tatsache, dass sowohl der NS-R-4 (1.10. „All the requirements established here are to be applied unless it can be justified that, for a specific research reactor, certain requirements may be waived.“) als auch der SSG-22 (1.10. ... To eliminate a requirement for the purposes of identifying all relevant safety requirements, a waiving² process, as suggested in para 1.10 of Ref. [1], can be used.), explizit die Möglichkeit eröffnen, auf die Anwendung ausgewählter Anforderungen im Sinn des „graded approach“ zu verzichten. Im Gegensatz dazu schließt der SSR-3 hingegen den Verzicht der Anwendung von Anforderungen im Rahmen eines „graded approach“ in Paragraph 6.18 explizit aus: „the use of a graded approach in the application of the safety requirements shall not be considered as a means of waiving safety requirements...“ /IAE 16b/. Allerdings wird im Annex II mit Bezug auf das vernachlässigbare radiologische Gefährdungspotential von manchen subkritischen Anordnungen die Möglichkeit einer Nicht-Anwendung bestimmter Anforderungen erwähnt: „in view of the negligible radiation risk of certain subcritical assemblies, certain requirements might not need to be applied.“

Im Atomgesetz wird in § 2 (3a) 1. eine „kerntechnische Anlage“ als „ortsfeste Anlage zur Erzeugung oder zur Bearbeitung oder Verarbeitung oder zur Spaltung von Kernbrennstoffen oder zur Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe nach § 7 Absatz 1“ definiert. Dies schließt im Gegensatz zum SSR-3 somit auch alle deutschen Forschungsreaktoren mit ein. Im Gegensatz zu den IAEA Safety Standards gibt es im deutschen Regelwerk keine expliziten Sicherheitsanforderungen an Forschungsreaktoren. In der deutschen Praxis erfolgt die sinngemäße Anwendung der Sicherheitsanforderungen für Leistungsreaktoren auf einen spezifischen Forschungsreaktor und nicht wie bei der IAEA eine Anpassung von allgemeinen Sicherheitsanforderungen an Forschungsreaktoren auf einen speziellen Forschungsreaktor. Hieraus resultiert eine grundsätzlich andere Ausgangssituation für den „graded approach“ in Deutschland im Vergleich zum SSG-22 der IAEA. In dem hier entwickelten Ansatz wird deshalb nur eine Möglichkeit eines „graded approach“ in Bezug auf die regulatorischen Anforderungen, die für Kernkraftwerke erlassen wurden (wie z. B. die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 12/), untersucht. Diese Anforderungen an Leistungsreaktoren werden dann in einem abgestuften Verfahren auf FR angewandt. Insbesondere in Bezug auf die homogenen Unterrichtsreaktoren wie die SUR (Siemens Unterrichtsreaktor) und den AKR-2 (Ausbildungskernreaktor Dresden), deren thermische Leistung um einen Faktor 1E+09 und die

² 'Waiving' is sometimes called 'grading to zero', implying complete elimination of a requirement.

radiologische Gefährdung durch das geringe Kerninventar um ein Vielfaches geringer ist als bei einem Kernkraftwerk, kann ein Verzicht auf gewisse leistungsreaktorspezifische Sicherheitsanforderungen als gerechtfertigt angesehen werden.

2.7 Erkenntnisse aus Konferenzteilnahmen

2.7.1 18. IGORR Konferenz Dezember 2017

First regular PSR (Periodic Safety Review) of the FRM II

In dem Vortrag von A. Kastenmüller „First regular PSR of the FRM II“ /GER 17/ wird auf die Erstellung der ersten periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) des Forschungsreaktors München II (FRM II) eingegangen und die Anwendung des „graded approach“ erläutert. Als Grundlage für die erste PSÜ des FRM II wurden die Leitfäden für Leistungsreaktoren herangezogen und sinngemäß auf den Forschungsreaktor angewandt. Diese Anwendung basiert auf der in /NIE 15/ vorgestellten Methode, zur abgestuften Anwendung der PSÜ Leitfäden für Forschungsreaktoren.

Experience with safety review of Slovenian Research Reactor (PSR, INSARR) and stress tests for Nuclear Power Plants (NPP)

Ein weiterer Vortrag mit Bezug zum „graded approach“ wurde von Tomaz Nemeč von der slowenischen Atomaufsichtsbehörde URSJV gehalten /NEM 17/. Unter dem Titel „Experience with safety review of Slovenian Research Reactor (PSR, INSARR) and stress tests for NPP“ wurde insbesondere auf die regulatorischen Anforderungen an den TRIGA Reaktor des „Jožef Stefan“ Institutes in Ljubljana eingegangen. Ähnlich wie in Deutschland existiert in Slowenien kein dediziertes Regelwerk für Forschungsreaktoren, sondern es wird das Regelwerk für Leistungsreaktoren sinngemäß angewandt. Auch in Slowenien existiert bisher keine strukturierte Methode, um mit Hilfe des „graded approach“ die Anforderungen an Leistungsreaktoren auf Forschungsreaktoren anzupassen. Die Diskussion mit Herrn Nemeč machte klar, dass in dem betrachteten Fall die Anwendung eines gradings eine Einzelfallentscheidung ist, die stark von der in der Aufsichtsbehörde vorhandenen Erfahrung abhängig ist.

Assessment of Lessons Learned from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident to Research and Test Reactors in the United States

Eine Kategorisierung im Sinne des „graded approach“ wird zum Beispiel auch in den USA vorgenommen. Das einzige Merkmal zur Kategorisierung der verschiedenen Forschungsreaktoren ist hierbei die thermische Leistung. Anhand dieser werden die Forschungsreaktoren von der Nuclear Regulatory Commission (NRC) in zwei Kategorien eingeteilt. Kategorie 1 umfasst alle FR mit einer thermischen Leistung kleiner gleich 2 MW. In die Kategorie 2 fallen alle FR mit $P_{th} > 2$ MW. Aus der Präsentation „Assessment of Lessons Learned from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident to Research and Test Reactors in the United States“ von Steven Lynch /LYN 17/ wurde deutlich, dass eine Einteilung ausschließlich anhand der thermischen Leistung in einem zu groben Schema resultiert. Das zeigt sich unter anderem an der gesonderten Betrachtung der einzelnen Reaktoren der Kategorie 2 und der Tatsache, dass Forschungsreaktoren mit besonderen Kernbauweisen, wie der HFIR und der ATR, nicht in die Kategorisierung eingeschlossen wurden.

2.7.2 IAEO Konferenz 2019

Während der IAEO Konferenz „International Conference on Research Reactors: Addressing Challenges and Opportunities to Ensure Effectiveness and Sustainability“, die vom 24. – 28. November 2019 in Buenos Aires stattfand, wurden erste Ergebnisse dieses Vorhabens im Rahmen eines Vortrages vorgestellt. Im Rahmen der Diskussion betonte ein Vertreter der IAEO die in SSR-3 beschriebene Praxis, dass es seiner Auffassung nach nicht möglich ist, auf Anforderungen komplett zu verzichten (waiving). Dies sei unabhängig davon, ob es ein dezidiertes Regelwerk für Forschungsreaktoren gibt oder das Regelwerk für Leistungsreaktoren zur Anwendung kommt. Gleichzeitig wurde allerdings auch betont, dass aufgrund der grundlegend verschiedenen Auslegungen zwischen Forschungs- und Leistungsreaktoren manche Anforderungen nicht anwendbar sein können.

Während der Konferenz gab es mehrere Vorträge, die in einem direkten Bezug zu diesem Vorhaben stehen. Diese Vorträge werden im Folgenden näher erläutert.

Periodic Safety Review of Research Reactors: Grading the Scope and Extent of Regulatory Review

In dem gemeinsam von ASN (Autorité de Sûreté Nucléaire) und IRSN gehaltenen Vortrag „Periodic Safety Review of Research Reactors: Grading the Scope and Extent of Regulatory Review“ /TAR 19/ wurde anhand der PSÜ des Forschungsreaktors CABRI der Ansatz zum grading der PSÜ erläutert. CABRI ist ein 25 MW_{th} pool-type Reaktor, der insbesondere genutzt wird, um die Auswirkungen von Reaktivitätstransienten auf Brennelemente für Druckwasserreaktoren zu untersuchen.

Auf Basis der thermischen Leistung hat die ASN drei Kategorien für ein grading eingeführt:

Kategorie 3: Forschungsreaktoren mit einer thermischen Leistung kleiner 1 MW

Kategorie 2: Forschungsreaktoren mit einer thermischen Leistung zwischen 1 und 30 MW

Kategorie 1: Forschungsreaktoren mit einer thermischen Leistung über 30 MW.

Zusätzliche Faktoren wie die Menge an abgebrannten Brennelementen können zu einer Höherstufung einer Anlage führen. Für CABRI wurde kein solcher Faktor identifiziert, weshalb die Anlage in Kategorie 2 eingeordnet wurde.

Die PSÜ in Frankreich ist mehrteilig und setzt sich zusammen aus

- einer Überprüfung der Konformität der Anlage mit den zugrundeliegenden Sicherheitsanforderungen,
- einer Neubewertung der Anlage auf Grundlage neuester Sicherheitsstandards, dem Stand von Wissenschaft und Technik und Betriebserfahrung und
- der Umsetzung von Sicherheitsverbesserungen, die durch die beiden ersten Punkte aufgezeigt wurden.

Von 2015 bis 2017 wurden durch den Betreiber, das Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), die Unterlagen für die Konformitätsüberprüfung erstellt und im November 2017 an die ASN übersandt. Die Analyse setzt sich aus dem Abgleich der Dokumente mit den regulatorischen Anforderungen und einer vor Ort Überprüfung, an der auch das IRSN beteiligt ist, zusammen. Hierbei wurden insbesondere

Nachforderungen zum Alterungsmanagement und zur Umsetzung des SSG-10 /IAE 10/ gestellt.

Bezüglich der Neubewertung der Anlage identifizierte das IRSN auf Grundlage des Gefahrenpotentials von CABRI, der Betriebserfahrung in dieser und anderen kern-technischen Einrichtungen, des Rücklaufs aus dem Aufsichtsprozess und der nationalen und internationalen Sicherheitsanforderungen Themen, die im Rahmen der Teilbegutachtung der PSÜ überprüft werden sollten. Diese Themen umfassten unter anderem die Handhabungssicherheit insbesondere im Hinblick auf Transportcontainer, die radiologischen Auswirkungen des im Sicherheitsbericht analysierten Referenzunfalls und einer Kombination von Einwirkungen von außen und innen. Eine Neubewertung der Umweltverträglichkeit des normalen Betriebs wurde aufgrund ihres geringen radiologischen Einflusses im Rahmen des gradings nicht durchgeführt.

Der Abschluss der PSÜ und die Veröffentlichung der Stellungnahme der ASN sind für Ende 2020 geplant.

Zu dem von ASN vorgestellten Ansatz ist anzumerken, dass hier, im Gegensatz zum SSG-22 und der hier entwickelten Methode, nur die thermische Leistung zur Kategorisierung des betroffenen Forschungsreaktors herangezogen wird. Zwar werden Faktoren erwähnt, die zu einer Höherstufung führen können, ein strukturierter Ansatz, wie vom IRSN im Rahmen der Bewertung der Post-Fukushima Maßnahmen durchgeführt wurde /DEB 12/, wurde für diese Betrachtung jedoch nicht angewendet.

Implementation of a Graded Approach in the Regulatory System of Nuclear Facilities: Challenges and Opportunities

Die Umsetzung eines „graded approach“ im russischen Regelwerk wurde in dem Vortrag „Implementation of a Graded Approach in the Regulatory System of Nuclear Facilities: Challenges and Opportunities“ /SAP 19/ von Alexander Sapozhnikov diskutiert. Um die einzelnen Reaktoren einer Gefahrengruppe (hazard group) zuzuordnen, werden die vier Kriterien „Potential Radiation Hazard of the Nuclear Research Facilities (NRF)“, „Facility Power and Engineering Features of the NRF“, „Stage of the Life Cycle and the Mode of Operation“ und „Number and Significance of the Incidents/Accidents“ definiert.

In dem Kriterium „Category of Potential Radiation Hazard of the NRF“ werden die radiologischen Auswirkungen in vier Kategorien unterteilt:

Kategorie I: Einrichtung mit radiologischen Auswirkungen auf die Bevölkerung im Falle eines Unfalls, die gegebenenfalls Schutzmaßnahmen erfordern

Kategorie II: Einrichtung mit radiologischen Auswirkungen auf eine Pufferzone

Kategorie III: Einrichtung mit radiologischen Auswirkungen nur auf dem Betriebsgelände

Kategorie IV: Einrichtung mit radiologischen Auswirkungen nur auf Kontroll- und Überwachungsbereiche

Für das Kriterium „Facility Power and Engineering Features of the NRF“ werden ebenfalls vier Kategorien anhand der thermischen Leistung definiert:

P0: Kritische und unterkritische Anordnungen mit vernachlässigbarer thermischer Leistung (Nullleistungsreaktoren)

P1: Forschungsreaktoren mit einer thermischen Leistung bis zu 1 MW

P2: Forschungsreaktoren mit einer thermischen Leistung zwischen 1 MW und 20 MW und

P3: Forschungsreaktoren mit einer thermischen Leistung über 20 MW

Hiermit sind auch Kriterien zur Kühlung des Reaktors verbunden. Bei der Zuordnung in diesem Kriterium werden zusätzlich noch Faktoren wie Brennstofftyp, Kühlmittel und nicht nukleare Gefahren wie Hochdruckeinrichtungen in Betracht gezogen. Als Beispiel wird die kritische Anordnung BFS aufgrund ihres Plutonium Brennstoffs nicht in P0 eingestuft. Der homogene Flüssigreaktor Argus ($20 \text{ kW}_{\text{th}}$), in dem Uranylsulfatlösung in Wasser gelöst ist und nicht die klassischen Barrieren bzw. Rückhaltefunktionen wie Brennstoffmatrix oder Brennelementhüllrohr besitzt, ist ein weiteres Beispiel für eine Höherstufung aufgrund von Konstruktionsmerkmalen.

Für das Kriterium „Stage of the Life Cycle and the Mode of Operation“ werden die folgenden drei Kategorien definiert:

Gruppe A: Einrichtungen, die in Betrieb oder Revision sind

Gruppe B: Einrichtungen in längerer Abschaltung oder im Nachbetrieb

Gruppe C: Einrichtung im Bau oder Rückbau

Basierend auf diesen drei Kriterien wird jeder Einrichtung eine Gefahrengruppe von 1 (extremely high risk) bis 6 (low risk) zugeordnet und eine Inspektionsfrequenz festgelegt.

Das letzte Kriterium „Number and Significance of the Incidents/Accidents“ dient zur Anpassung der Inspektionsfrequenz. Hierfür werden vier Kategorien von Ereignissen (minor, low, average und significant) definiert. Wenn ein Indikator, der sich aus der gewichteten Summe der Ereignisse berechnet, einen definierten Grenzwert überschreitet, soll die Inspektionsfrequenz der betroffenen Anlage erhöht werden.

In dem hier vorgestellten Ansatz wird basierend auf drei Kategorien jedem Forschungsreaktor eine Gefahrengruppe zugeordnet. Dieser Methode ähnelt dem hier entwickelten Ansatz eine Matrix zur Kategorisierung der Forschungsreaktoren. Die erste Kategorie „Category of Potential Radiation Hazard of the NRF“ entspricht der Kategorie „Einschluss der Radioaktivität“. In der Kategorie „Facility Power and Engineering Features of the NRF“ werden die in diesem Vorhaben definierten Kategorien „Anwendungsschwerpunkt“ und „Kühlung der Brennelemente“ abgedeckt. Der Status des Forschungsreaktors wird in der in diesem Vorhaben entwickelten Methode nicht abgebildet. Da nicht davon auszugehen ist, dass in Deutschland weitere Forschungsreaktoren geplant bzw. gebaut werden, erscheint eine solche Kategorie für Deutschland nicht sinnvoll. Ebenfalls im Rahmen dieses Vorhabens nicht betrachtet wird die Kategorie „Number and Significance of the Incidents/Accidents“, da hier nicht das Grading von Sicherheitsanforderungen, sondern der Aufsichtspraxis (Inspektionsdichte als Funktion von Ereignissen) im Vordergrund steht.

Zwei Vorträge beschäftigten sich mit der Anwendung des „graded approach“ auf das Management System von Forschungsreaktoren.

Safety Management and Integrated Management System for Nuclear Research Reactors, Used Approach and Experience from Argentina RA-6 Reactor

In dem Vortrag „Safety Management and Integrated Management System for Nuclear Research Reactors, Used Approach and Experience from Argentina RA-6 Reactor“ /ACU 19/ von G. Acuña ging es um die Anwendung eines „graded approach“ auf das sich im Aufbau befindliche integrierte Managementsystem des argentinischen Forschungsreaktors RA-6. Insbesondere vor dem Hintergrund einer kleinen Betriebsmannschaft von ca. 15 Personen.

Requirement 4 des SSR-3 fordert ein integriertes Managementsystem auch für Forschungsreaktoren, wobei Paragraph 4.7 ein grading für Forschungsreaktoren oder einzelne Experimente, abhängig vom Gefahrenpotential, zulässt. Im GS-G-3.5 /IAE 09/ wird in den Paragraphen 2.38 – 2.41 ebenfalls auf ein grading bezüglich des Managementsystems eingegangen. Paragraph 2.41 nennt acht konkrete Beispiele innerhalb des Managementsystems, bei denen ein grading angewandt werden soll.

Anhand eines von den Autoren definierten Impact Management Index (IMI), der mit Hilfe von sieben Faktoren (Auswirkungen auf die Sicherheit, Auswirkungen auf die Gesundheit, Auswirkungen auf die Umwelt, Auswirkungen auf potentielle Nacharbeit, Reifegrad des Prozesses, Auswirkungen auf Stakeholder, Auswirkungen auf Nutzer) die Wichtigkeit verschiedener Prozesse auf die Sicherheit der Anlage abbildet, werden die einzelnen Prozesse evaluiert. Die so bewerteten Prozesse werden in drei Kategorien für eine hohe, mittlere und niedrige Implementierung eingeteilt. Es wird allerdings nicht weiter ausgeführt, wie diese unterschiedlichen Implementierungen aussehen könnten.

Considerations and Challenges of Research Reactor Management

In dem Vortrag „Considerations and Challenges of Research Reactor Management“ von J.A. Perrotta /PER 19/ wurde mit Hilfe der Reaktionsrate ein linearer Ansatz hergestellt, um die thermische Leistung mit der Leistungsdichte und dem Neutronenfluss in Beziehung zu setzen. Hierbei wird der Neutronenfluss als Hauptkenngröße für den Nutzen eines Forschungsreaktors angesehen.

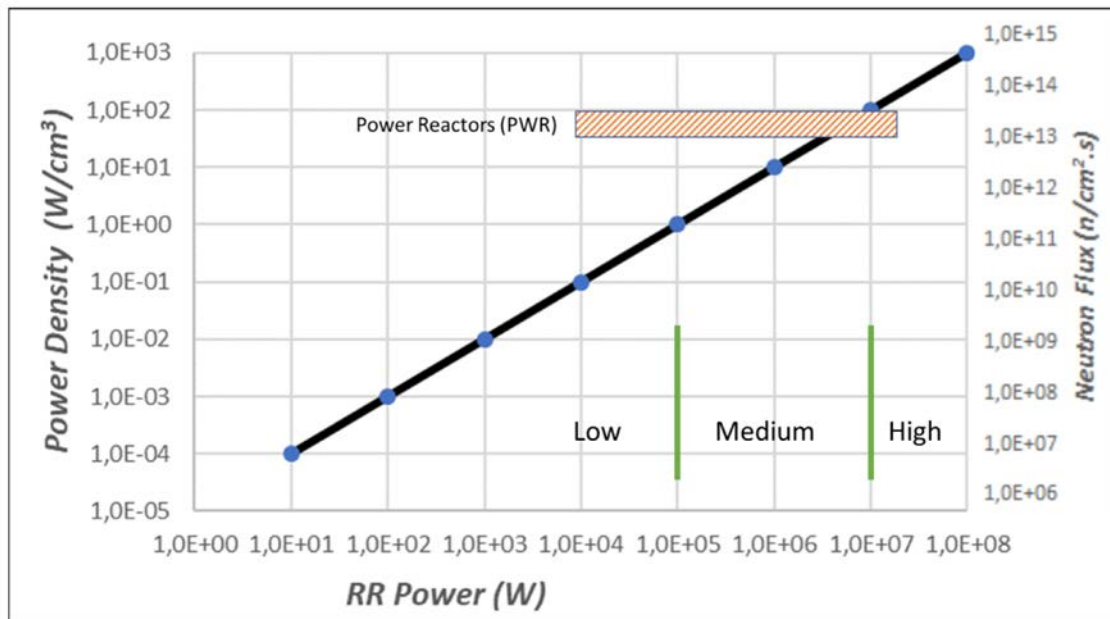


Abb. 2.1 Einteilung von Forschungsreaktoren anhand ihrer thermischen Leistung mittels der Reaktionsrate. Quelle: /PER 19/

In Bezug auf die drei Schutzziele wird festgestellt, dass die Kontrolle der Reaktivität in jedem Reaktor sichergestellt werden muss, wohingegen die Wärmeabfuhr und der Einschluss der Radioaktivität vom Neutronenfluss abhängen und somit ein „graded approach“ angewandt werden kann.

Anhand der Tabelle in Abb. 2.2 werden die Anwendungsgebiete in Abhängigkeit der thermischen Leistung näher aufgeschlüsselt. Der Autor erweitert diese Aufteilung nun auf Bereiche mit Bezug zum Managementsystem. Hierbei werden allgemeingültige Bereiche wie Betrieb oder Sicherheit und Bereiche mit abgestuften Anforderungen, wie zum Beispiel Brennstoffkreislauf unterschieden.

Auch in dem in /PER 19/ vorgestellten Ansatz dient lediglich die thermische Leistung bzw. der linear davon abhängige Neutronenfluss als Grundlage für ein grading. Im Gegensatz zu der in diesem Vorhaben entwickelten Methode werden dabei die radiologischen Auswirkungen der Anlage nicht beachtet (siehe Abschnitt 3.4). Ebenso werden Besonderheiten in der Auslegung, wie Flüssigreaktoren oder Plutoniumbrennstoffe, in diesem Ansatz nicht ausreichend berücksichtigt.

Utilization	Power				
Material and Fuel Testing					
Neutron Scattering					
Radioisotope Production					
Neutron Activation Analysis					
Education and Training					
	< 1 kW	100 kW	1 MW	10 MW	>10 MW
No capability	Some capability	Full capability			

Abb. 2.2 Einteilung von Nutzungsgebieten von Forschungsreaktoren anhand ihrer thermischen Leistung. Adaptiert aus IAEA NP-T-5.3. Quelle: /PER 19/

Areas with importance to management	Power				
Decommissioning Planning					
Fuel Cycle					
Finance Management					
Radioactive Waste					
Human Resources Development					
Integrated Management System					
Security					
Utilization					
Safety					
Operation					
	< 1 kW	100 kW	1 MW	10 MW	>10 MW
Not intense	Some intensity	Very Intense			

Abb. 2.3 Einteilung von Bereichen mit Relevanz für das Management anhand ihrer thermischen Leistung. Quelle: /PER 19/

Fazit

Die Auswertung der Literatur und der Konferenzteilnahmen ergab, dass insbesondere ab 2010 der „graded approach“ eine immer größere Rolle spielt. Wie in diesem Kapitel dargelegt, werden sowohl unterschiedliche Methodiken angewandt als auch unterschiedliche Faktoren betrachtet, auf die der „graded approach“ angewandt wird. Es ist eine Entwicklung zu erkennen, die weniger auf praktische Erfahrung anhand Einzelfallentscheidung und hin zu einer strukturierten Anwendung des „graded approach“ geht.

Wie man anhand des Beitrags von /LYN 17/ sehen kann, ist eine Kategorisierung in zwei Klassen anhand der thermischen Leistung nicht ausreichend für eine strukturierte Anwendung des „graded approach“. Dieser Ansatz stößt schnell an seine Grenzen, wie die individuelle Betrachtung aller US-amerikanischen Forschungsreaktoren mit einer thermischen Leistung über 2 MW in /LYN 17/ zeigt.

Eine feinere Untergliederung der thermischen Leistung kann einen Weg zu einer strukturierteren Anwendung des „graded approach“ aufzeigen. Dies ist insbesondere der Fall für Bereiche, die keine technologische Herausforderung darstellen /PER 19/.

In dem von der IRSN/ASN /TAR 19/ vorgestellten Ansatz kann die ursprüngliche Eingruppierung anhand der thermischen Leistung durch zusätzliche Faktoren geändert werden. Dies kann zum Beispiel die Menge von abgebranntem Brennstoff, der in der Anlage gelagert wird, sein. Ein ähnliches Vorgehen wird auch von der russischen Aufsichtsbehörde verfolgt /SAP 19/.

Für eine umfassende und strukturierte Anwendung des „graded approach“ müssen folglich mehr als ein Faktor betrachtet werden. Diese Faktoren können Nachwärmeabfuhr und radiologisches Gefährdungspotential sein. Dieser Ansatz wird zum Beispiel im Annex 6 der Dutch Safety Requirements (DSR) /ANV 15/ oder in russischen Veröffentlichungen verfolgt /SAP 18/, /SAP 19/. Insbesondere der russische Ansatz erweitert den Ansatz auch auf die regulatorische Aufsicht, indem die Anzahl und Schwere von Ereignissen zur Anpassung der Inspektionsfrequenz herangezogen wird.

Als Fazit bleibt festzuhalten, dass für eine strukturierte Anwendung des „graded approach“ eine Kategorisierung, die ausschließlich auf der thermischen Leistung der Anlage beruht, zu kurz greift. Für eine umfassende Berücksichtigung des Gefährdungspotentials des betrachteten Forschungsreaktors muss die Kategorisierung auf mehreren, komplementären Kategorien basieren.

3 Anlagenbeschreibung der betrachteten deutschen Anlagen

In diesem Kapitel werden Kurzbeschreibungen der in Deutschland in Betrieb befindlichen Forschungsreaktoren (Stand 2019) gegeben. Bei der Anlagenbeschreibung wird auf die für das Vorhaben wichtigen Eigenschaften wie Brennstoffinventar und Wärmeabfuhr eingegangen. Abb. 3.1 zeigt die in Deutschland in Betrieb befindlichen, endgültig abgeschalteten und in Stilllegung befindlichen Forschungsreaktoren. Zum Jahreswechsel 2019/2020 wurde der Berliner Experimentierreaktor II (BER II) endgültig abgeschaltet.

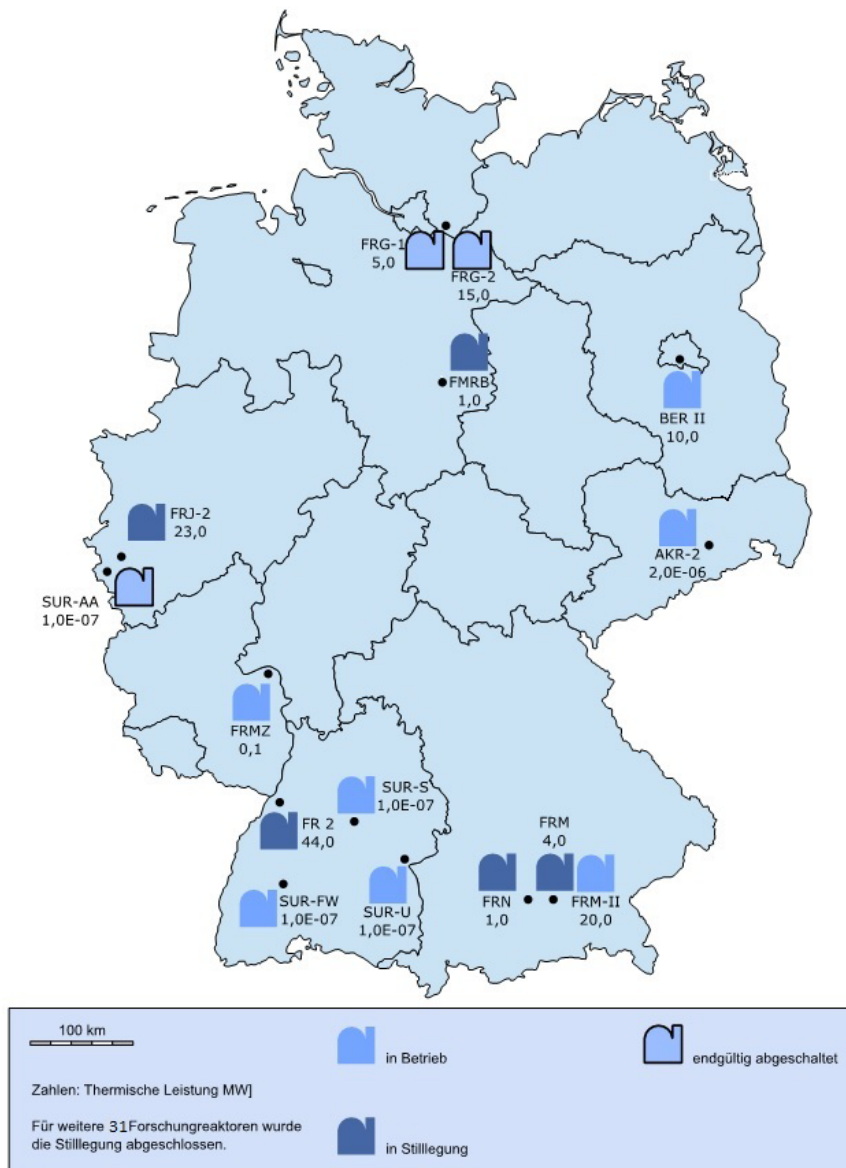


Abb. 3.1 Forschungsreaktoren in Deutschland. Stand: Oktober 2019
(Quelle: angepasst aus dem CNS Bericht Deutschland 2020)

3.1 Siemens Unterrichtsreaktoren (SUR)

Der Siemens-Unterrichts-Reaktor ist für eine Dauerleistung von 100 mW ausgelegt und kann kurzzeitig auf 1 W erhöht werden. Diese Leistung wird als Wärme an die Umgebung abgegeben. Der Reaktor dient hauptsächlich als Neutronenquelle für Ausbildungszwecke in der akademischen Lehre, kann aber auch für Laborarbeiten, die nur sehr geringe Neutronenflussdichte erfordern (z. B. Detektorentwicklung), eingesetzt werden. Sowohl die Leistungsabgabe als auch der Abbrand des Kernbrennstoffs ist vernachlässigbar klein, so dass die Lebensdauer des Reaktors praktisch unbegrenzt ist. Der feste Kern besteht aus einem homogenen Gemisch von Uranoxid (U_3O_8) und Polyethylen. Die Masse des gesamten Urans beträgt 3,5 kg, davon sind bei einer Anreicherung von knapp unter 20 % 700 g spaltfähiges ^{235}U . Bei einer maximalen Leistung von 1 W beträgt die Neutronenflussdichte $5 \cdot 10^7$ Neutronen pro cm^2 und s. Bei einer Dauerleistung von 100 mW beträgt die thermische Neutronenflussdichte im zentralen Experimentierkanal $6,2 \cdot 10^6$ Neutronen pro cm^2 und s. Die drei noch in Betrieb befindlichen SUR wurden 1964 (Stuttgart), 1965 (Ulm) und 1973 (Furtwangen) zum ersten Mal kritisch gefahren.

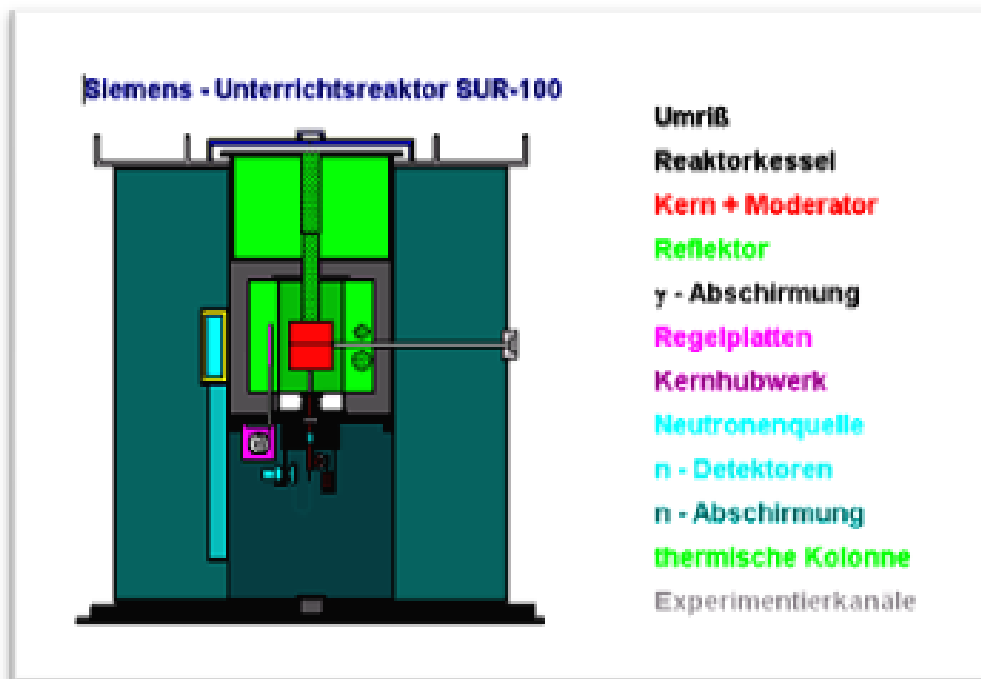


Abb. 3.2 Schnitt durch den SUR 100 der HS Furtwangen. Quelle: /HSF 19/

Der zylindrische Reaktorkern besteht aus neun festen kreisförmigen Brennstoff-Moderator-Platten. Der gesamte Kern hat einen Durchmesser von 240 mm und eine Höhe von

etwa 265 mm. Der Kern wird in zwei Kernhälften aufgeteilt, die obere Kernhälfte ist fest eingebaut und enthält drei dieser Platten, die untere Kernhälfte wird durch sechs Platten gebildet und ist vertikal ein- und ausfahrbar. Wird die untere Kernhälfte gegen die obere Kernhälfte gefahren, wird die kritische Masse erreicht. Andererseits kann durch Trennen der Kernhälften die Unterkritikalität herbeigeführt und dauerhaft gewährleistet werden. Für diese Bewegung ist das Kernhubwerk eingebaut. Dazu ist eine Hubstange, die an der Unterseite der Kernhälfte greift, im unteren Teil als Zahnstange ausgebildet. In diese Zahnstange greift ein Ritzel, welches über eine magnetische Kupplung und ein Untersetzungsgetriebe von einem Gleichstrommotor angetrieben wird. Bei ungewollter oder gewollter Stromlosigkeit (Reaktorschnellabschaltung = RESA) wird die magnetische Kupplung gelöst und der Reaktor abgeschaltet.

Der Reaktorkern ist allseitig von einem 20 cm dicken Graphitreflektor und einem Reaktorkessel umgeben. Der Reaktorkessel besteht aus Reinstaluminium und hat die Form eines Zylinders (Innendurchmesser = 35 cm, Höhe = 80 cm, Wandstärke-Mantel = 3 mm, Boden = 25 mm). Er schließt den Kern gasdicht ein.

In dem Reflektor befinden sich zwei Neutronen-Absorberplatten (Regelplatten) aus Cadmium in diametraler Anordnung. Mit den Regelplatten wird die Kettenreaktion gesteuert (Reaktorzustände: unterkritisch, kritisch und überkritisch).

Die beiden Regelplatten werden von Gleichstrommotoren angetrieben. Zwischen Regelplatte und Getriebe befindet sich eine magnetische Kupplung. Diese Kupplung löst bei Reaktorschnellabschaltung die Verbindung zwischen beiden Bauteilen, wodurch die Regelplatten von einer Blattfeder in den Reaktor „eingeschossen“ werden.

Eine Bleiabschirmung von 10 cm Dicke umgibt den äußeren Graphitreflektor allseitig bis auf die Fläche unterhalb des Reaktorkessels. Die gesamte Bleimenge von ca. 2,7 t ist aufgeteilt in sieben Ringe für den Mantel, ein ringförmiges Bodenstück und einen 4-teiligen Deckel. Die Bleiabschirmung wird von fünf Experimentierkanälen (drei durchgehende horizontale Kanäle und zwei Kanäle von oben) durchbrochen.

Die Bleiabschirmung wird von einem ca. 60 cm dicken Wassertank umgeben. Der Ringtank fasst ca. 7 m³ Wasser. Darin sind zu Abschirmungszwecken ca. 300 kg Borsäure gelöst. Das Wasser dient lediglich der Abschirmung, aufgrund der geringen Temperaturerhöhung ist während des Betriebes sowie zur Nachwärmeabfuhr eine Luftkühlung ausreichend.

3.2 **Ausbildungskernreaktor AKR-2**

Der Ausbildungskernreaktor der Professur für Wasserstoff- und Kernenergietechnik der TU Dresden ist, ähnlich wie die Reaktoren des SUR Typs, ein homogener feststoffmoderierter Reaktor. Der Reaktor wurde als AKR-1 am 28. Juli 1978 erstmals kritisch. Die zylindrische Spaltzone besitzt einen Durchmesser von 250 mm, hat eine kritische Höhe von 275 mm und ist aus plattenförmigen Brennelementen aufgebaut. Auch hier bestehen die Brennelementplatten aus einer homogenen Mischung aus Uranoxid (Anreicherung < 20 % ^{235}U) und Polyethylen als Moderator. Die Spaltzone enthält insgesamt 794 g ^{235}U .

Die maximale Dauerleistung des Reaktors liegt höher als bei den SUR Reaktoren und beträgt 2 Watt. Allerdings ist auch hier die Wärmeentwicklung so gering, dass auf eine aktive Wärmeabfuhr mittels Wasserkühlung verzichtet werden kann. Gesteuert wird die Anlage durch drei kombinierte Steuer- und Sicherheitsstäbe aus Cadmium. Für den sicheren Start des Reaktors befindet sich im Inneren eine Anfahrneutronenquelle. Die Spaltzone ist allseitig von einem Reflektor aus Reinstgraphit umgeben. Das zylindrische Reaktorgefäß als äußere Umhüllung besteht aus Schwebbeton mit ca. 75 cm Wandstärke und dient maßgeblich der Strahlenabschirmung.

Zur Durchführung von Experimenten besitzt der AKR den durch die Spaltzone führenden Zentralkanal sowie fünf weitere Experimentierkanäle. Bei einer maximalen Reaktorleistung von 2 Watt beträgt die Flussdichte thermischer Neutronen in der Mitte des zentralen Experimentierkanals ca. $2,5 \cdot 10^7 \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. Zwei Kanäle mit einem lichten Durchmesser von 75 mm liegen tangential zur Spaltzone im Reflektor. Vergleichbar zu den SUR dient der Reaktor hauptsächlich als Neutronenquelle für Ausbildungszwecke in der akademischen Lehre.

Eine Schnittzeichnung des AKR-2 ist in Abb. 3.2 zu sehen.

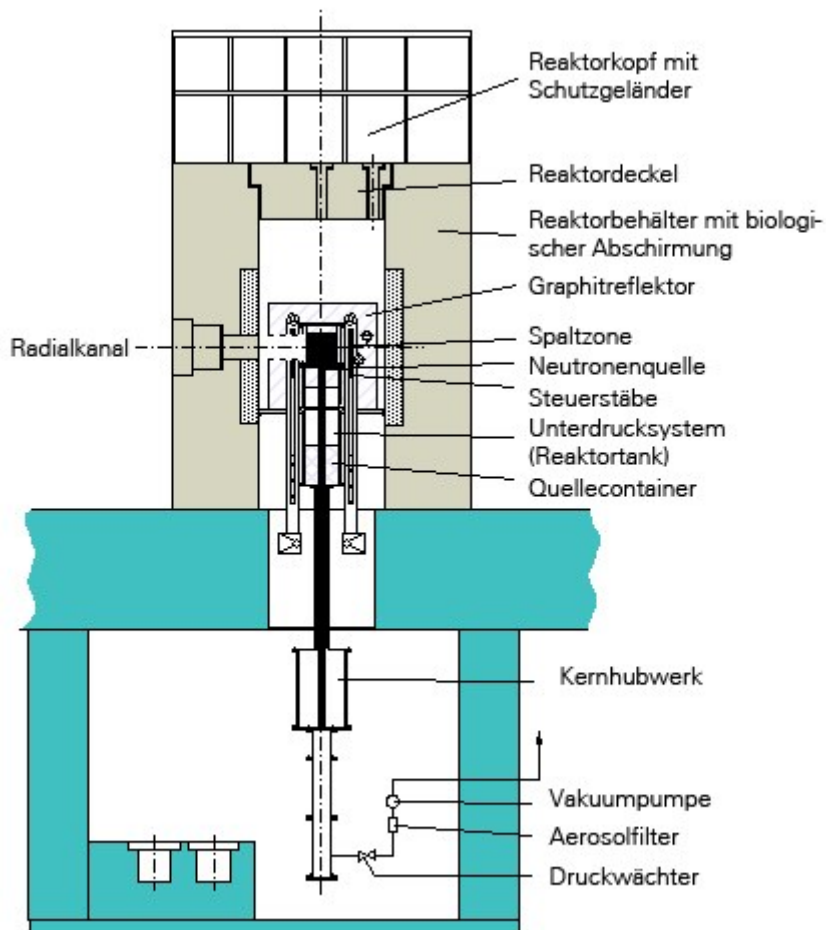


Abb. 3.3 Schnitt durch den AKR 2 der TU Dresden. Quelle: /TUD 19/

3.3 Forschungsreaktor Mainz (FRMZ)

Der Forschungsreaktor Mainz (FRMZ) ist ein **T**raining, **R**esearch, **I**sotopes, **G**eneral **A**tomics (TRIGA) Reaktor. Er wurde von der General Atomics Division der General Dynamics Corporation entwickelt und ist ein Leichtwasserreaktor in einem offenen Reaktorbecken (Schwimmbadreaktor). Baubeginn war im Jahr 1960, am 3. August 1965 erreichte der Reaktor seine erste Kritikalität. Der TRIGA Reaktor wird von der Johannes Gutenberg-Universität Mainz (JGU) betrieben und wird für Forschung, Ausbildung und Isotopenproduktion eingesetzt. Der Reaktor hat im Dauerbetrieb eine Leistung von $100 \text{ kW}_{\text{th}}$, im Pulsbetrieb können im Puls kurzfristig (mittlere Pulsdauer 25 ms, Wiederholfrequenz 4 pro Stunde) $250 \text{ MW}_{\text{th}}$ erzeugt werden.

Der Kern, umgeben von einem Graphitreflektor, befindet sich in einem Aluminiumtank mit einem Wasservolumen von ca. 18 m^3 . Die Füllstandshöhe im Tank beträgt etwa 6,2 m über dem Tankboden. Die Oberkante des Kerns ist mit 4,8 m Wasser überdeckt.

Der Reaktor verfügt über vier horizontale Strahlrohre (A bis D) und die thermische Säule für spezielle großvolumige Experimente. Die thermische Säule wird durch ein fahrbares Beton-Strahlenschutztor abgeschirmt. Ferner gibt es ein zentrales, vertikales Bestrahlungsrohr. Dort liegt der höchste Neutronenfluss vor. Über drei Rohrpostanlagen können Proben in den Reaktorkern eingebracht und entnommen werden, ohne den Reaktorbetrieb zu unterbrechen. Im Oberteil des Graphitreflektors befindet sich das Bestrahlungskarussell für bis zu 80 Bestrahlungsproben in 40 Positionen. Das Bestrahlungskarussell und die Rohrpostanlagen werden zur Neutronenaktivierungsanalyse genutzt; u. a. für die Spurenelement-Bestimmung beispielsweise in archäologischen Proben und für die Weiterentwicklung von Solarzellen. Zur Erzeugung von ultrakalten Neutronen sind an den Strahlrohren C und D Ultrakalte Neutronenquellen (UCN-Quellen) installiert. Hier werden die thermischen Neutronen mit Hilfe von flüssigem Wasserstoff bzw. flüssigem Deuterium auf Geschwindigkeiten von unter 10 m/s abgebremst. Die UCN Quellen dienen der Grundlagenforschung. Außerdem wird die Anlage zur Isotopenproduktion für verschiedenste Anwendungsgebiete eingesetzt. Ein weiteres Forschungsgebiet betrifft die hochpräzise Massenbestimmung und die Laserspektroskopie an Spaltprodukten. Neben der Ausbildung und Förderung des wissenschaftlichen Nachwuchses wird der TRIGA Mainz zum Kompetenzerhalt in den Bereichen Kern- und Radiochemie, Reaktorphysik und Strahlenschutz genutzt.

Abb. 3.3 und Abb. 3.4 zeigen Schnitte durch den TRIGA Mark II der TU Wien, der mit dem TRIGA Mark II der Universität Mainz baugleich ist, allerdings mit einer Dauerleistung von 250 kW betrieben wird.

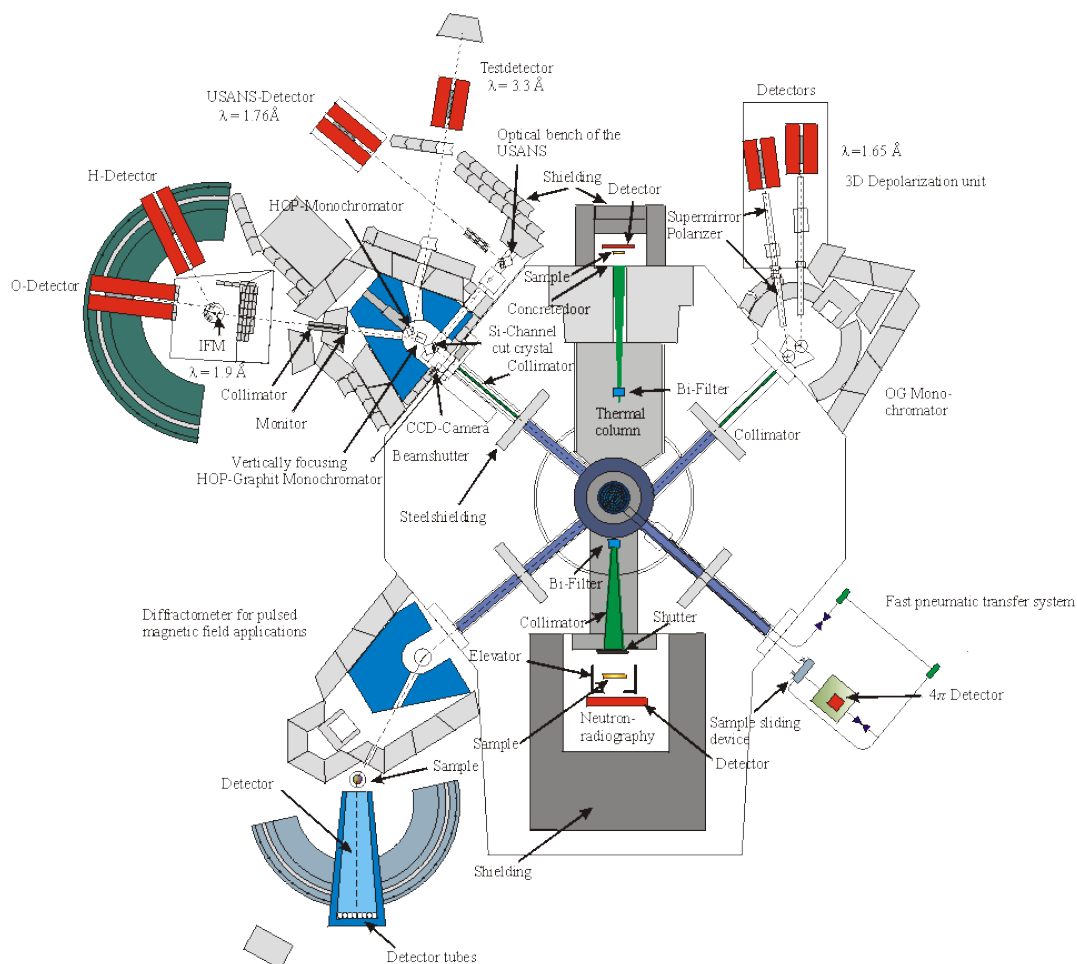


Abb. 3.4 Horizontaler Schnitt durch den TRIGA Mark-II Reaktor der TU Wien, inklusive der Experimentiereinrichtungen. Quelle: /TUW 19/

Die zylinderförmigen Brennelemente (BE) (Brennstäbe) sind seit Betriebsbeginn im Jahre 1965 im Einsatz. Der Abbrand beträgt etwa 4 g pro Jahr und insgesamt über den bisherigen Betriebszeitraum (50 Jahre) ca. 200 g. Alle vier bis fünf Jahre wird ein neues BE (Brennstoff-Moderator-Element, siehe unten) zusätzlich in den Kern eingesetzt. Die BE bestehen aus 91 Gew. % Zirkonium, 1 Gew. % Wasserstoff und 8 Gew. % Uran. Derzeit sind 76 BE im Kern (~ 2,7 kg U-235). Sieben unbestrahlte Brennelemente sind vorrätig.

Die BE besitzen teils Aluminium-, teils Edelstahlhüllrohre. Der Brennstoff besteht aus auf 19,75 % angereichertem Uran in einer Zirkoniumhydrid-Matrix. Zirkoniumhydrid ist relativ stabil gegen Oxidation, da sich an seiner Oberfläche eine dünne Oxidschicht bildet, die auch eine effektive Diffusionsbarriere gegen die Freisetzung von Spaltprodukten darstellt. Bei Temperaturen oberhalb von 600 °C kommt es zunehmend zu einer thermischen Zersetzung des Zirkoniumhydrids. Der dabei entstehende Wasserstoff wird bis zu Temperaturen von 900 °C – 1000 °C ebenfalls von der äußeren Oxidschicht

zurückgehalten, danach aber zunehmend freigesetzt. Die Brennelementtemperatur beträgt im Dauerbetrieb (100 kW) ca. 90 °C. Die entstandene Wärme wird sowohl im Dauer- als auch im Pulsbetrieb über Naturkonvektion abgeführt. Die Zirkoniumhydrid-Matrix des Brennelementes bewirkt, dass die Moderation der Neutronen am Wasserstoff bei einer Temperaturerhöhung abnimmt. Dies führt zu einem negativen Moderator-Temperaturkoeffizienten im BE und darüber zu einer inhärenten Leistungsabsenkung. Dieser Effekt wird bei Temperaturen von etwa 200 °C wirksam. Bei niedrigeren Temperaturen werden die Neutronen in der Brennstoffmatrix bis auf etwa 130 meV abgebremst. Die weitere Moderation erfolgt durch das Beckenwasser. Bei Verlust des Wassers (z. B. Leckage) wird der Kern unterkritisch.

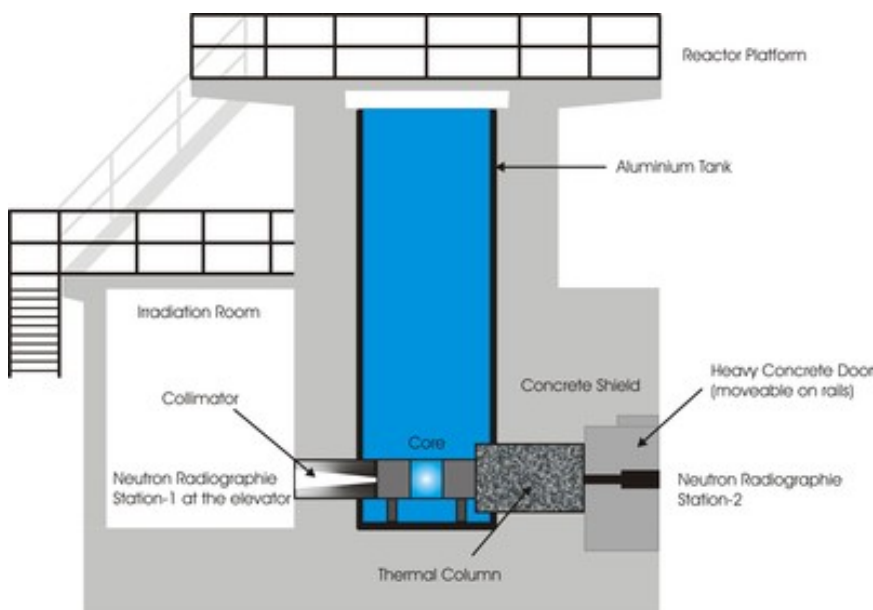


Abb. 3.5 Vertikaler Schnitt durch das Reaktorbecken des TRIGA Mark-II Reaktors der TU Wien. Quelle: /TUW 19/

Aktiv wird die Leistung des Kerns durch drei Regelstäbe kontrolliert (Pulsstab, Trimmstab, Steuerstab). Über den Pulsstab kann eine Reaktivität bis ungefähr $2 \cdot 10^{-3}$ eingebracht werden. Zur Abschaltung sind entweder der Trimmstab oder der Puls- und Steuerstab notwendig. Bei Stromausfall klinken die Magnethalterungen aus und alle Stäbe fallen schwerkraftgetrieben in den Kern ein. Als Neutronenabsorber dient Borcarbid. Die Nachzerfallsleistung liegt bei etwa 80 W pro Brennstab unmittelbar nach Abschaltung.

³ Die Reaktivität eines Systems beträgt ρ , wenn $\rho = \beta_{\text{eff}}$. Für den TRIGA Reaktoren gilt: $\beta_{\text{eff}} = 0,007$; Die Einbringung einer Reaktivität von $2 \cdot 10^{-3}$ entspricht damit einem $\delta k/k$ von 0,0140

Gemäß dem Sicherheitsbericht ergibt sich ausgehend vom Dauerbetrieb mit der Vollleistung von 100 kW bei einem schlagartigen Kühlwasserverlust eine maximale Brennstofftemperatur von ca. 250 °C. Bei zusätzlich unterstelltem Wegfall der Luftkonvektion erhöht sich der Wert auf maximal 300 °C. Dies liegt weit unterhalb der Schmelzpunkte der Hüllrohrmaterialien (Aluminium 660 °C, Edelstahl 1.500 °C). Demzufolge kann die Nachwärme allein durch passive Kühlung abgeführt werden. Der FRMZ benötigt also weder eine aktive betriebliche Nachkühlung noch Notkühlsysteme.

Der Pulsbetrieb wird gestartet, nachdem die Leistung mit Trimm- und Steuerstab auf ca. 50 W eingestellt worden ist. Die Ansteuerung des Pulsstabs erfolgt über ein Steuerventil und Druckluft (5 bar). Die Neutronen-Pulsstärke wird über den oberen Endanschlag des Stoßdämpfers eingestellt. Bei Stromverlust schließt das Steuerventil die Druckluft und der Pulsstab fällt durch sein Gewicht in den Kern zurück. Die Vorrichtung zur Ansteuerung des Pulsstabes befindet sich oberhalb des Wasserspiegels im Tank.

Die Pulsdauer (Halbwertsbreite ca. 25 ms) wird durch die physikalischen Eigenschaften des Kerns bestimmt und nicht durch technische Einrichtungen. Nachdem der Puls ausgelöst worden ist, erfolgt innerhalb einiger ms die inhärente Rückkopplung und Leistungsabsenkung aufgrund der Temperaturerhöhung des Moderators im Brennstoff. Nach ca. 2 s fallen alle drei Regelstäbe ein. Sollte der Pulsstab aufgrund eines mechanischen Defekts in der oberen Endlage verbleiben, genügt der Trimmstab allein zur Abschaltung. Bei einem Puls erwärmt sich der Kern auf ca. 300 °C. Nach dem Puls kühlt sich der Kern nach ca. 30 s auf ≤ 100 °C ab. Sollte die Abschaltung über alle drei Stäbe versagen, würde sich der Kern auf eine Temperatur unterhalb von 200 °C und ein Leistungsniveau einpendeln, das der abführbaren Leistung entspricht. /RSK 17/

3.4 Berlin Experimentier Reaktor II (BER II)

Der BER II ging am 19.12.1973 mit einer thermischen Leistung von 5 MW in Betrieb. Nach einem Umbau wurde im Jahr 1991 die thermische Leistung auf 10 MW erhöht. In den Jahren 1997 – 2000 erfolgte die Umstellung von hoch angereichertem Uran (HEU) auf nieder angereichertes Uran (LEU). Im Dezember 2019 wurde der BER II endgültig abgeschaltet und wird stillgelegt.

Der BER II ist ein druckloser Schwimmbadreaktor. Der Reaktorkern ist in einem offenen, mit ca. 200 m³ Wasser gefüllten Becken angeordnet. Als Moderator, zur Kühlung und zur Abschirmung nach oben dient vollentsalztes leichtes Wasser. Das insgesamt 11 m

tiefe Reaktorbecken gliedert sich in ein Betriebs- und ein Absetzbecken. Beide Beckenhälften sind kreisförmig mit einem Durchmesser von 3,50 m ausgebildet und sind über einen etwa 2 m breiten Kanal miteinander verbunden. Sie können durch ein von oben einschiebbares Tor getrennt werden. Damit ist es möglich, den abgeschalteten Reaktorkern in das Absetzbecken zu verfahren und das Betriebsbecken zu entleeren. Das Becken ist innen mit Aluminium ausgekleidet (siehe Abb. 3.5).

Die biologische Abschirmung des Kerns nach außen übernimmt im Betriebsbecken eine 2,10 m dicke Barytbetonabschirmung der Dichte $3,5 \text{ t/m}^3$, im Absetzbecken eine 1,65 m dicke Normalbetonwand der Dichte $2,3 \text{ t/m}^3$. Den Reaktorkern trägt eine auf dem oberen Beckenrand laufende Bedienungsbrücke. Der Kern hängt dabei an einer Fachwerkstruktur aus Aluminium, die vertikal verfahrbar in der Bedienungsbrücke aufgehängt ist. Vor einem horizontalen Verfahren wird der Kern über die Strahlrohrebene angehoben. Im Inneren der Fachwerkstruktur sind die Steuerstabantriebe und Halteeinrichtungen der Neutronenfluss-Messkammern angeordnet und geführt. Der Reaktorkern selbst setzt sich aus MTR-Brennelementen zusammen. Die Gitterplatte enthält $6 \times 7 = 42$ Positionen. In diese Gitterplatte werden die Brennelemente, Kontrollelemente sowie Graphit- oder Beryllium-Reflektorelemente eingesetzt. Der Reaktorkern besteht aus 24 Brennelementen ($322 \text{ g } ^{235}\text{U}$ pro Element) und sechs Kontroll-Brennelementen des MTR-Typs ($238 \text{ g } ^{235}\text{U}$ pro Element) sowie sechs Gabelabsorbern aus Hafnium als Regel- und Abschaltstäbe. Die Brennelemente enthalten eine $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$ -Brennstoffmatrix. Der Anreicherungsgrad beträgt $19,75 \%$ und die ^{235}U Dichte beträgt $4,8 \text{ gU/cm}^3$. Der Kern ist von einem 32 cm dicken Beryllium Reflektor umgeben. Für Forschungsarbeiten am Reaktor stehen neun zylindrische Strahlrohre und ein konisches Strahlrohr zur Verfügung. Das konische Strahlrohr enthält eine experimentelle Einrichtung zur Produktion von kalten Neutronen. Diese kalte Quelle ist mit flüssigem Wasserstoff bei einer Temperatur von $25 - 35 \text{ K}$ und einem Druck zwischen $14 - 17 \text{ bar}$ gefüllt. Von den zylindrischen Strahlrohren sind drei radial auf den Kern gerichtet. Eines der radialen und eines der tangentialen Strahlrohre sind mit einer 1,5 m in den Abschirmbeton hineinragenden Nische versehen, die mit den Abmessungen $1,0 \times 1,5 \text{ m}$ den Aufbau von Experimenten bereits innerhalb der Nischen ermöglicht. Die Nischen sind normalerweise durch ausräumbare Schwerbetonziegel verschlossen (vgl. Abb. 3.6). Die Ziegelabschirmung wird von einem Rohr mit Abschirmungsstopfen durchsetzt, so dass eine wahlweise Benutzung der Strahlrohre entweder in der Nische oder aber normal in der Halle möglich ist. Es sind mehrere Bestrahlungseinrichtungen am Kern vorgesehen. Zwei dieser Bestrahlungseinrichtungen sind an zentraler Stelle des Kerns angeordnet,

so dass hier Bestrahlungspositionen im Gebiet hoher Neutronenflussdichte zur Verfügung stehen. Die Neutronen werden für Untersuchungen zur Grundlagenforschung z. B. in Biologie, Chemie, Kernphysik und Magnetismus genutzt.

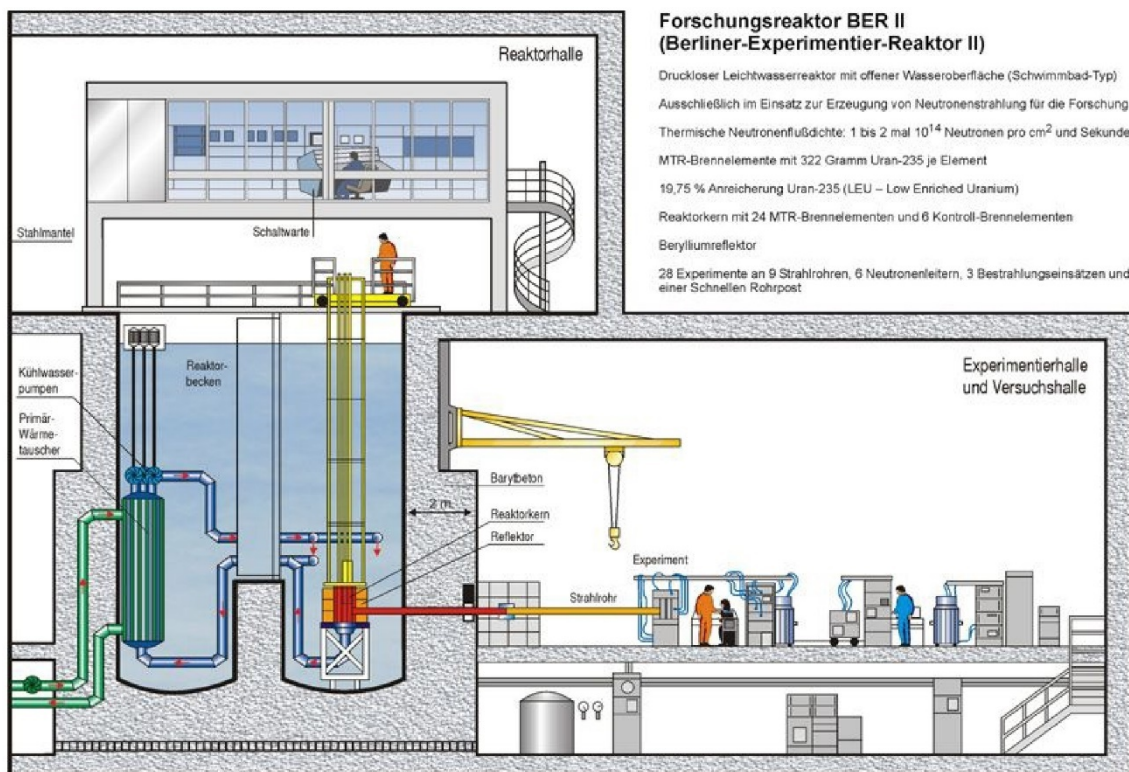


Abb. 3.6 Schnitt durch das Reaktorgebäude und schematische Darstellung einer anschließenden Leiterhalle des BER II. Quelle: /HZB 19/

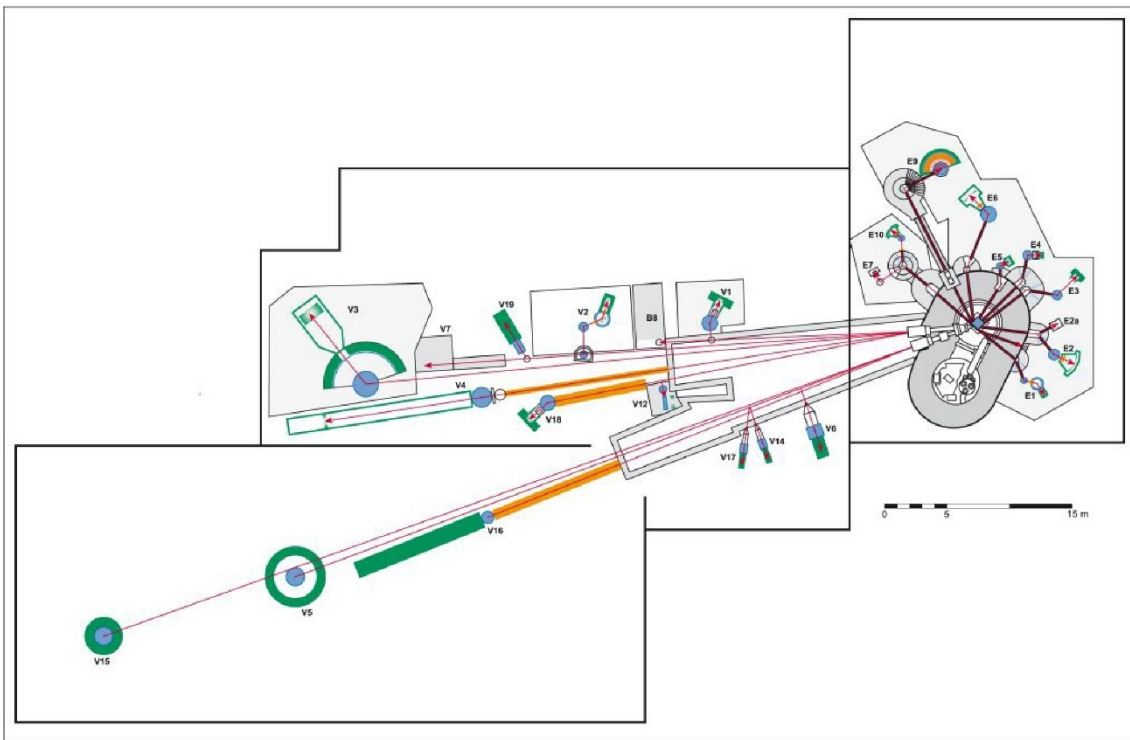


Abb. 3.7 Horizontaler Schnitt durch das Reaktorgebäude und die beiden Leiterhal-
len des BER II. Quelle: /HZB 19/

Die im Reaktorkern entstehende Wärmemenge wird von den Brennelementen über einen Primärkühlkreislauf, einen Zwischenkühlkreislauf und einen Kühlturmkreislauf an die Umgebungsluft abgeführt. Im primären Kühlkreislauf saugen drei gleichzeitig laufende, im Absetzbecken hängende Tauchpumpen das Wasser von oben nach unten durch den Kern, führen es danach über eine Verbindungsleitung dem Primärwärmetauscher zu und geben es über eine ringförmige, über dem Kern angeordnete Rückspeiseleitung gekühlt ins Betriebsbecken zurück. Im Primärwärmetauscher übernimmt der Zwischenkühlkreislauf die Wärmemenge und führt sie über einen Zwischenwärmetauscher und den Kühlkreislauf den außerhalb der Gebäude aufgestellten Verdunstungskühlern zu. Um das Beckenwasser von radioaktiven und anderen Verunreinigungen zu befreien, ist eine Reinigungsanlage angeschlossen. Drei Umwälzpumpen saugen laufend Wasser aus dem Reaktorbecken ab und drücken es durch mechanische Filter und Mischbett-Ionenaustauscher. Von den Filtern strömt das Wasser in das Reaktorbecken zurück. Vor Eintritt in das Becken wird ein Teilstrom noch zur Flutung der Strahlrohre benutzt. Zur Abschaltung und Leistungsregelung des Reaktors sind sechs Kontrollbrennelemente mit Gabelabsorbieren in den Reaktorkern eingesetzt. Die spezifikationsgerechte Nachwärmeabfuhr nach einer Reaktorschnellabschaltung erfolgt eine Minute lang über den batteriegepufferten Pumpenbetrieb (mind. eine von drei Primärpumpen,

Batteriebetrieb mind. zehn Minuten) und anschließend durch Naturkonvektion. Gesonderte Nachkühlpumpen sind nicht vorhanden. Beim mit Wasser bedeckten Kern sind nach einer Minute keine weiteren aktiven Maßnahmen notwendig. Auch beim Ausfall der aktiven Nachkühlung treten keine Schäden an den Brennelementen auf. Ein besonderes Notkühlsystem ist nicht vorgesehen. Für evtl. auftretende Kühlmittelverluste ist ein Nachspeisesystem vorgesehen, welches entweder aus dem Stadtwassernetz oder aus den Kühlturmtassen jeweils 5 m³ Wasser pro Stunde nachspeisen kann. Zur Notstromversorgung stehen zwei Notstromdiesel zur Verfügung. /RSK 17/

3.5 Forschungsreaktor München II (FRM II)

Der FRM II wurde von 1996 bis 2001 in Garching bei München errichtet und am 2. März 2004 zum ersten Mal kritisch gefahren. Am 29. April 2005 nahm der FRM II den Nutzerbetrieb auf.

Die Reaktoranlage FRM II gehört zum Typ der Schwimmbadreaktoren, bei denen der eigentliche Reaktorkern, umgeben von dem Moderator tank, im unteren Bereich eines oben offenen Leichtwasserbeckens untergebracht ist. Hierbei hat das Beckenwasser die Aufgabe abzuschirmen, zu kühlen und Wärme zu speichern. Gleichzeitig bietet dieses oben offene Wasserbecken gute Nutzungsmöglichkeiten für den Experimentierbetrieb. Die Neutronen werden im Reaktorkern erzeugt, der (ähnlich wie beim Hochflussreaktor des Institutes Laue-Langevin (ILL) in Grenoble (HFR)) aus nur einem zylinderförmigen Brennelement besteht, in dessen Mitte der Regelstababsorber vertikal verfahren wird. Mit ihm wird die Leistung und damit der Neutronenfluss geregelt. Außerdem dient er der langsamen und der schnellen Reaktorabschaltung. Das Brennelement ist zylinderförmig und besitzt 113 gekrümmte Brennstoffplatten (Involventen), die mit zwei konzentrischen Tragrohren verschweißt sind. Die Brennstoffplatten enthalten die U₃Si₂-Al-Brennstoffmatrix, die von einer brennstofffreien Aluminiumschicht direkt eingeschlossen ist (cladding). Pro Element werden 8,1 kg Uran mit einem Anreicherungsgrad von ca. 93 % ²³⁵U verwendet. Die Dichte beträgt im inneren Teil der Brennstoffplatten 3 gU/cm³. Im äußeren Teil wird er auf 1,5 gU/cm³ verringert, um Leistungsspitzen auf der Außenseite des Brennelementes zu vermeiden. Die Kühlung des Brennelementes erfolgt mit dem Leichtwasser des Reaktorbeckens, das die Kühlspalte zwischen den Brennelementplatten von oben nach unten durchströmt. Das Brennelement ist umgeben vom Schwerwasser (D₂O) im Moderator tank. Der Moderator tank ist mit schwerem Wasser gefüllt. Er hat eine Höhe und einen Durchmesser von ca. 2,5 Metern und befindet sich im Reaktorbecken. Im Moderator tank sitzt das Brennelement in einem senkrechten Zentralkanal,

der den primären Kühlkreislauf aus leichtem Wasser vom schweren Wasser im außen angeordneten Moderator tank trennt. Zusätzlich zu den Strahlrohren und den sekundären Neutronenquellen: Kalte Quelle (KQ, D₂-gefüllt, 25 K), Heiße Quelle (HQ, Graphitkern, ca. 2200 K), Konverteranlage zur Erzeugung schneller Neutronen (siehe Abb. 3.7) befinden sich im Moderator fünf Abschaltstäbe, die sich während des Leistungsbetriebs in der oberen, kernfernen Endstellung befinden. Sie können zur Schnellabschaltung federbeschleunigt schnell eingefahren werden, kommen dann aufgrund ihrer leicht geneigten Vertikalachse in eine kernnahe Position und machen dadurch den Reaktor unterkritisch.

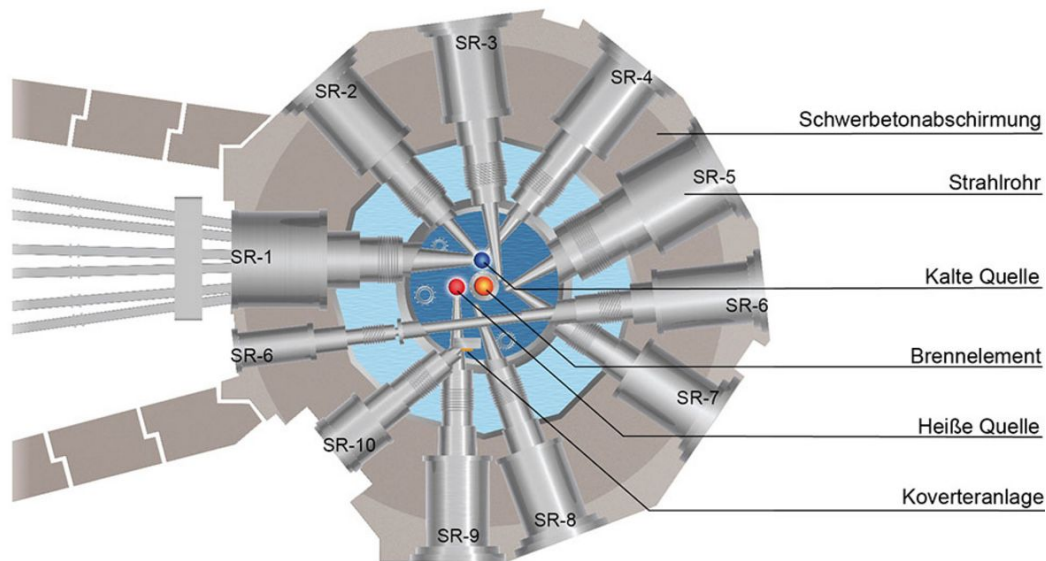


Abb. 3.8 Horizontaler Schnitt durch das Reaktorbecken des FRM II auf Höhe des Brennelementes. Quelle: /TUM 09/



Abb. 3.9 Vertikaler Schnitt durch das Reaktor- und Absetzbecken des FRM II.
Quelle: /TUM 09/

Das Brennelement befindet sich in dem etwa 14 m tiefen, annähernd kreisförmigen Reaktorbecken. An das Reaktorbecken schließt das rechteckige, etwa 8 m tiefe Absetzbecken an, in dem sich auch die Lagergestelle für abgebrannte Brennelemente befinden (siehe Abb. 3.8). Zusammen enthalten sie über 700 m³ vollentsalztes Wasser.

Das Kühlsystem des FRM II besteht aus drei Kühlkreisläufen (primär, sekundär und tertiär, siehe Abb. 3.9). Der Primärkühlkreislauf verfügt über vier Pumpen, je zwei parallel in einem Strang. Bei Leistungsbetrieb durchströmt das Kühlwasser das Brennelement von oben nach unten mit einem Massenstrom von ca. 300 kg/s. Die Eintrittstemperatur des Kühlwassers in den Kern entspricht in etwa der Beckenwassertemperatur von 35 °C, die Austrittstemperatur liegt bei ca. 50 °C.

Die Pumpen sowie zwei Wärmetauscher, die die Wärme vom Primär- auf den Sekundärkreislauf (zweistufig) übertragen, befinden sich in der Primärzelle. Über zwei weitere Wärmetauscher wird die Abwärme vom Sekundärkreis an den Tertiärkreislauf mit vier kleinen Kühltürmen als Wärmesenke abgegeben. Primärwasser wird kontinuierlich entnommen, mit Filtern und Ionenaustauschern gereinigt und zurückgeführt. Eine separate Beckenkühlung führt die Wärme aus dem Beckenwasser ab, eine ebenfalls

separate Kühlung führt die Wärme aus dem Moderatortank über den Sekundärkreislauf ab. Nach Reaktorabschaltung wird das BE in der aktiven Nachkühlphase mit Hilfe der Notkühlpumpen gekühlt, wobei das Beckenwasser als Wärmesenke dient.

Nach Abschaltung des Kerns ist auslegungsgemäß ein Pumpenbetrieb zur Nachwärmeabfuhr für ca. 3 h vorgesehen. Danach kann der Kern im Naturumlauf gekühlt werden. Nach Abstellen der Pumpen öffnen die zuvor durch den Innendruck im Primärkreis geschlossen Naturumlaufklappen. Im Naturumlauf kehrt sich die Strömungsrichtung um und das Kühlwasser durchströmt das Brennelement von unten nach oben. Bei einer Reaktorschnellabschaltung (RESA) starten automatisch drei Notkühlpumpen, wovon eine zur Wärmeabfuhr ausreicht. Am Ende eines Zyklus wird RESA ausgelöst. In diesem Fall laufen Primärpumpen und Notkühlpumpen gemeinsam. Die Notkühlpumpen werden über Batterien versorgt und stehen so auch bei Komplettausfall der Wechselstromversorgung zur Verfügung. Bei Ausfall jedweder Stromversorgung, d. h. auch der Batteriesysteme, beginnt unmittelbar der Naturumlauf.

Ähnlich dem BER II werden die erzeugten Neutronen zur Grundlagenforschung in einer Vielzahl von wissenschaftlichen Disziplinen, wie zum Beispiel Biologie, Chemie, Kernphysik und Magnetismus verwendet.

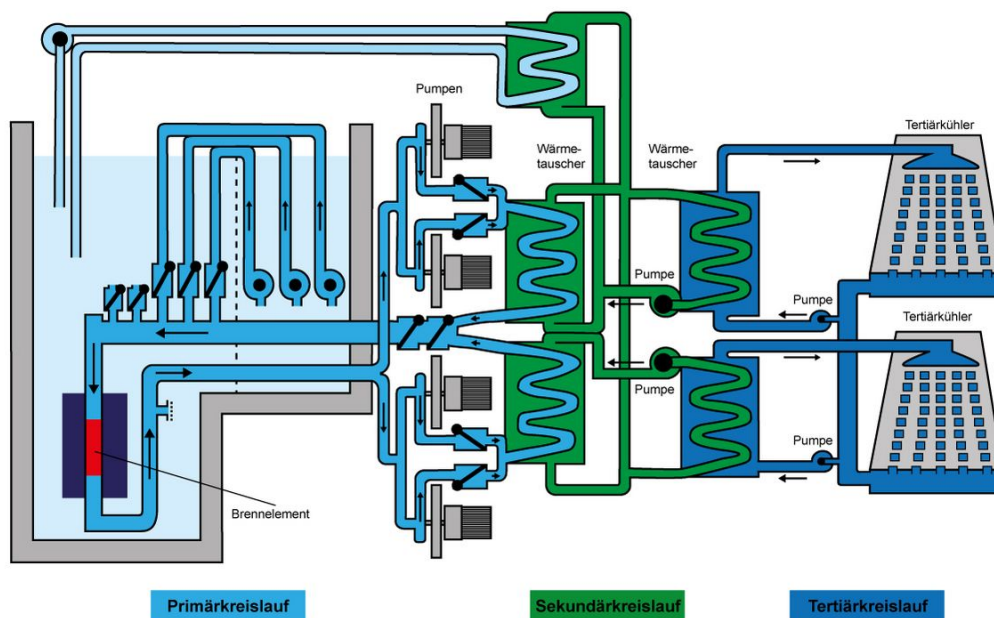


Abb. 3.10 Schematische Übersicht über die Kühlkreisläufe des FRM II.

Quelle: /TUM 19/

4 Ermittlung des Gefährdungspotenzials von Forschungsreaktoren

4.1 Kategorie „Anwendungsschwerpunkt“

Kontrolle der Reaktivität

Reaktivitätseffekte hängen von einer Vielzahl von Faktoren ab. Im Wesentlichen werden sie von der Brennstoff- und Kühlmitteltemperatur, der Dichte des Kühlmittels sowie dem Blasengehalt im Kühlmittel beeinflusst. Als weitere Faktoren können Moderator-temperatur und -dichte sowie Parameter, die durch den aktuellen Kernzustand (z. B. Abbrand) gegeben sind, die Reaktivität beeinflussen. Durch die speziellen Gegebenheiten bei Forschungsreaktoren müssen auch Experimentiereinrichtungen, wie kalte Quellen oder Strahlrohrnasen, betrachtet werden, da sie durch ihre Nähe zum Kern einen Einfluss auf die Reaktivität haben können.

Für eine vereinfachte Beurteilung von Reaktivitätseffekten wird der ungünstigste Fall betrachtet. Im Fall eines Anfahrstörfalls durch Regelstabwehverhalten ist dies ein Kern mit maximaler Reaktivitätsreserve. Anhand dieser Maximalannahme werden die Randbedingungen für die Abschaltssysteme festgelegt.

Bei der Betrachtung von Transport und Handhabungsstörfällen ist die spezielle Kernbauweise von Forschungsreaktoren zu beachten. Im Fall von Forschungsreaktoren mit kompakten Brennelementen (BE) (z. B. FRM II) wird jeweils nur mit einem Brennelement umgegangen.

Im Fall von MTR Reaktoren (z. B. BER II), bei denen der Kern aus mehreren Brennelementen aufgebaut ist, ist beim Umsetzen und Austausch von Brennelementen der Absturz eines frischen BEs zu betrachten.

Bei TRIGA Reaktoren wird der Reaktivitätsverlust durch Abbrand durch das Einbringen von frischen Brennelementen kompensiert. Die älteren Brennelemente verbleiben dabei im Kern. Der Abbrand am FRMZ beträgt etwa 4 g pro Jahr und insgesamt über den bisherigen Betriebszeitraum (50 Jahre) ca. 200 g. Alle vier bis fünf Jahre wird ein neues BE zusätzlich in den Kern eingesetzt.

Die Reaktivitätskontrolle, insbesondere die Anforderungen, jeden Reaktor unterkritisch fahren und in diesem Zustand halten zu können, muss stets gewährleistet sein (Anforderung 45 und 46 aus dem IAEA Safety Standards: Safety of Research Reactors, IAEA Safety Standard Series No. SSR-3 /IAE 16b/). Dies bringt auch der SSG-22 (IAEA Safety Standards: Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSG-22 /IAE 12/), in Absatz 6.6 (a) zum Ausdruck. Demnach ist ein grading bei den Abschaltmarge und, je nach Auslegung, im Rahmen von verschiedenen Ansprechzeiten des Abschaltsystems mit dem SSG-22 vereinbar.

Anwendungsschwerpunkt

Das Risikopotential eines Forschungsreaktors hängt sehr stark von seiner Verwendung ab. Ein erstes Maß zur Kategorisierung kann deshalb die thermische Leistung sein. Wie allerdings die Literaturrecherche und Präsentationen wie den Vortrag der US NRC bei der IGORR Konferenz 2017 /LYN 17/ zeigt, stellt sich dieser Parameter isoliert betrachtet in der Praxis oft als nicht ausreichend für eine strukturierte Anwendung des „graded approach“ heraus. Weiterreichende Ansätze wie von ANVS /ANV 15/, IRSN /DEB 12/ oder in Russland /SAP 19/ verwendet werden, beziehen deshalb mehrere Kategorien ein, um das Gefährdungspotential abzubilden.

Für die Definition bezüglich des Schutzziels „Kontrolle der Reaktivität“ wurde daher in ähnlicher Weise verfahren, wie das IRSN dies im Rahmen der Bewertung von Forschungsreaktoren im Rahmen der Post-Fukushima Maßnahmen durchgeführt hat /DEB 12/ und in Abschnitt 2.3 erläutert wurde. Um eine angepasstere Einordnung zu ermöglichen, wird deshalb hier der Anwendungsschwerpunkt des Forschungsreaktors herangezogen, um typische Einrichtungen wie kalte Neutronenquelle in die Bewertung mit einfließen zu lassen. Das IRSN hat hierbei fünf unterschiedliche Typen von Forschungsreaktoren identifiziert: Material Test Reaktoren (z. B. HBWR, JHR oder OSIRIS), Neutronenquellen (FRM II, Réacteur à Haut Flux RHF des ILL), kritische Anordnungen (BR-1, MASURCA, EOLE), Testreaktoren (CABRI, PHEBUS) und Ausbildungsreaktoren (TRIGA).

Wie die Ausführungen zu den in Deutschland in Betrieb befindlichen Forschungsreaktoren (siehe Abschnitt 3.1 – 3.5) gezeigt haben, sind die Anwendungsschwerpunkte der deutschen Forschungsreaktoren ebenfalls sehr unterschiedlich. Basierend auf dem zuvor beschriebenen Ansatz lassen sich die deutschen Forschungsreaktoren ebenfalls entsprechend ihres Anwendungsschwerpunktes kategorisieren. Allerdings war eine

Anpassung der Kategorien an die in Deutschland betriebenen Forschungsreaktoren erforderlich. Diese lassen sich in die drei Kategorien „Unterrichtsreaktoren“, „Trainings- und Bestrahlungsreaktoren“ sowie „Neutronenquellen“ einteilen. In Bezug auf die Anwendungsschwerpunkte der deutschen Forschungsreaktoren ergibt sich die in Tab. 4.1 dargestellte Kategorisierung.

Tab. 4.1 Kategorisierung gemäß dem Anwendungsschwerpunkt für in Deutschland betriebene Forschungsreaktoren

Kategorie	Beschreibung	Forschungsreaktor
1	Unterrichtsreaktoren	SUR/AKR-2
2	Trainings- und Bestrahlungsreaktoren	FRMZ
3	Neutronenquellen	FRM II, BER II

4.2 Kategorie „Kühlung der Brennelemente“

Eine weitere Möglichkeit der Kategorisierung bietet die Orientierung am Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“. Da die abzuführende Nachzerfallsleistung je nach Forschungsreaktor und dessen Auslegung stark variiert und unter anderem von dem Aufbau des oder der Brennelemente, der thermischen Leistung sowie der Menge der gebildeten Spaltprodukte abhängt, können hier entsprechende Kategorien gebildet werden.

Auf die verschiedenen Anforderungen der Nachwärmeabfuhr wird im SSG-22 Abschnitt 6.6 (b) eingegangen. Ähnlich wie bei der Reaktivitätskontrolle, kann das Schutzziel „Kühlung“, insbesondere des Kerns nicht abgestuft werden. Allerdings kann das Ausmaß der Anforderungen an das Kühlsystem je nach Reaktorauslegung unterschiedlich sein. Als Beispiele werden der Bedarf einer Zwangskühlung im Betrieb, die Anforderungen an das Nachkühlsystem und die Notwendigkeit eines Notkühlsystems genannt.

Eine Kategorisierung kann grob in drei Arten der Nachzerfallsleistung unterteilt werden:

- aktive Kühlung nach Abschaltung des Reaktors erforderlich,
- passive Kühlung mit Kühlwasser nach Abschaltung des Reaktors erforderlich und
- passive Kühlung ohne Kühlwasser nach Abschaltung des Reaktors erforderlich.

Für Forschungsreaktoren bis zu einer thermischen Leistung im niedrigen MW Bereich kann eine passive Nachwärmeabfuhr zur Kühlung ausreichen /COU 19/. Dies kann durch passive Systeme wie Naturumlaufklappen oder Schwungräder an den Primärpumpen erreicht werden. Bei den Forschungsreaktoren mit passiver Nachwärmeabfuhr (Luft- oder Wasserkühlung) kann noch weiter differenziert werden zwischen solchen Forschungsreaktoren, die im Betrieb ein aktives Kühlsystem benötigen, und denen, die im Leistungsbetrieb ebenfalls passiv gekühlt werden können. Damit können die beiden Neutronenquellen beim FRM II und BER II differenzierter betrachtet werden, da beim BER II keine aktive Nachkühlung erforderlich ist, beim FRM II hingegen schon.

Die hieraus abgeleiteten Kategorien sind in Tab. 4.2 aufgeführt. Zudem sind die in Deutschland betriebenen Forschungsreaktoren, basierend auf den Informationen wie sie in Kapitel 3 beschrieben sind, zugeordnet.

SUR/AKR 2

Aufgrund der geringen thermischen Leistung der homogenen Unterrichtsreaktoren SUR und AKR 2 erhöht sich die Kerntemperatur während des Betriebs nur um einige Zehntelgrad. Eine aktive Luftkühlung ist deshalb weder im Betrieb noch zur Nachwärmeabfuhr nötig. Diese Reaktoren werden lediglich durch Wärmestrahlung, Wärmeleitung und Luftkonvektion gekühlt und fallen somit in die Klasse 1a der Kategorie „Kühlung der Brennelemente“.

FRMZ

Der FRMZ wird mit im Dauerbetrieb mit Leistung von 100 kW betrieben. Weder hierbei noch im Pulsbetrieb wird zur Wärmeabfuhr im Betrieb eine aktive Kühlung benötigt, die Wärmeabfuhr erfolgt über Naturumlauf. Die Nachwärmeabfuhr erfolgt ebenfalls über Konvektion. Der FRMZ wird aufgrund dieser Charakteristika in die Klasse 2a eingeordnet.

BER II

Im Fall des BER II erfolgt die Kühlung im Betrieb durch drei hintereinander geschaltete Wasserkreisläufe (Primärkühl-, Zwischenkühl- und Kühlturmkreislauf), die über Wärmetauscher miteinander verbunden sind, über Kühltürme an die Atmosphäre. Das Wasser im Reaktorbecken erwärmt sich im Betrieb auf eine Temperatur von rund 40 °C.

Die spezifikationsgerechte Nachwärmeabfuhr nach einer Reaktorschnellabschaltung erfolgt eine Minute lang über den batteriegepufferten Pumpenbetrieb (mind. eine von drei Primärpumpen, Batteriebetrieb mind. zehn Minuten) und anschließend durch Naturkonvektion. Gesonderte Nachkühlpumpen sind nicht vorhanden. Beim mit Wasser bedeckten Kern sind nach einer Minute keine weiteren aktiven Maßnahmen notwendig. Auch beim Ausfall der aktiven Nachkühlung treten keine Schäden an den Brennelementen auf. Der BER II wird deshalb in die Klasse 2b eingeordnet.

FRM II

Beim FRM II besteht das Kühlsystem aus drei Kühlkreisläufen (primär, sekundär und tertiär). Die Eintrittstemperatur des Kühlwassers in den Kern entspricht in etwa der Beckenwassertemperatur von 35 °C, die Austrittstemperatur liegt bei ca. 50 °C. Nach Reaktorabschaltung wird das BE in der aktiven Nachkühlphase mit Hilfe der Notkühlpumpen gekühlt, wobei das Beckenwasser als Wärmesenke dient. Nach Abschaltung des Kerns ist auslegungsgemäß ein Pumpenbetrieb zur Nachwärmeabfuhr für ca. 3 h vorgesehen. Danach kann der Kern im Naturumlauf gekühlt werden. Somit fällt der FRM II in die dritte Klasse dieser Kategorie.

Tab. 4.2 Kategorisierung gemäß dem Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“

Kategorie	Beschreibung	Forschungsreaktor
1a	Keine Kühlung nötig nach dem Abschalten aus Leistungsbetrieb. Thermische Strahlung, Luftkonvektion und Wärmeleitung reichen aus, um den Brennstoff zu kühlen. Passive Luftkühlung während des Leistungsbetriebs	SUR/AKR 2
1b	Keine Kühlung nötig nach dem Abschalten aus Leistungsbetrieb. Thermische Strahlung, Luftkonvektion und Wärmeleitung reichen aus, um den Brennstoff zu kühlen. Aktive Luftkühlung während des Leistungsbetriebs	
2a	Passive Wasserkühlung nach dem Abschalten aus dem Leistungsbetrieb. Passive Wasserkühlung während des Leistungsbetriebs	FRMZ
2b	Passive Wasserkühlung nach dem Abschalten aus dem Leistungsbetrieb. Aktive Wasserkühlung während des Leistungsbetriebs	BER II
3	Aktive Wasserkühlung nötig nach dem Abschalten aus dem Leistungsbetrieb	FRM II

4.3 Kategorie „Einschluss radioaktiver Stoffe“

Eine weitere Kategorisierung kann auf Grundlage des Schutzziels „Einschluss radioaktiver Stoffe“ erfolgen. Bei Verletzung dieses Schutzziels kommt es zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe. Die sich hieraus ergebenden radiologischen Konsequenzen hängen sehr stark von der Art des Forschungsreaktors und des Quellterms ab. Dies erlaubt eine Einstufung der Forschungsreaktoren anhand ihres radiologischen Gefährdungspotentials.

Der in diesem Vorhaben verwendete Ansatz basiert auf der Methode des britischen Office for Nuclear Regulation (ONR) zur Kategorisierung von Sicherheitssystemen /ONR 18/, /ONR 19/. Hierfür werden in der Störfallanalyse die potenziellen radiologischen Folgen auf und außerhalb des Betriebsgeländes ermittelt. Für diese Analysen wird weder von Sicherheitssystemen (safety systems) noch sicherheitsgerichteten

Systemen (safety related systems) Kredit genommen. Passive Systeme, wie zum Beispiel Abschirmung, die während des Unfallablaufs intakt bleiben und ihre Aufgabe erfüllen, können kreditiert werden. Dieser Zustand wird als „unprotected plant“ bezeichnet.

Für die Kategorisierung in den niederländischen DSR /ANV 15/ wurde dieser Ansatz ebenfalls verwendet. Hier wird ein Unfallszenario mit größtmöglicher Freisetzung analysiert, bei dem alle Sicherheitssysteme als ausgefallen betrachtet und nur betriebliche Systeme kreditiert werden. In einem zweiten Schritt wird anhand der elf im SSG-22, Abschnitt 2.7 definierten Kriterien /IAE 12/ überprüft, ob das Gefahrenpotential des zu untersuchenden Forschungsreaktors abdeckend in der Analyse in Betracht gezogen wurde. Die Einschätzung der radiologischen Konsequenzen bei Forschungsreaktoren wird im Bericht „Safety Report Series No. 53“ der IAEO /IAE 08/ ausführlich beschrieben. Im zweiten Kapitel des Berichts wird das Konzept des Quellterms und Methoden zu seiner Bestimmung eingeführt. Hierfür werden zuerst deterministische und probabilistische Ansätze diskutiert. Zu den Faktoren, die mit in die Betrachtung einfließen, zählen: Reaktortyp, Reaktorgröße bzw. -leistung, Nutzung des Reaktors, Eigenschaften der Brennelemente und auslegungsspezifische Charakteristika. Das dritte Kapitel geht näher auf die konkrete Bestimmung des Quellterms ein. Insbesondere auf Faktoren, die den Quellterm beeinflussen, Kernschadensmechanismen und die verschiedenen Bauarten von Brennelementen, die bei Forschungsreaktoren verwendet werden. Kapitel vier geht auf die radiologischen Konsequenzen einer Freisetzung als Funktion des Quellterms ein. Es werden drei Kategorien der Freisetzung unterschieden:

1. Freisetzung im Reaktorgebäude
2. Freisetzung mit Auswirkungen, die auf das Betriebsgelände beschränkt sind
3. Freisetzungen, die über das Betriebsgelände hinausgehen

Aus diesen drei Kategorien können die drei Kategorien für das Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ qualitativ abgeleitet werden, wie sie in Tab. 4.3 definiert sind. Zur Präzisierung und Quantifizierung dieser drei Kategorien wurden die Eingreifrichtwerte, die von der Strahlenschutzkommission festgelegt wurden /SSK 14/, herangezogen.

Von besonderem Interesse für dieses Vorhaben sind die im Anhang aufgeführten Beispiele für die Bestimmung des Quellterms und seiner Auswirkungen anhand verschiedener Reaktortypen und Unfallszenarien. Diese werden für die Entwicklung

eines vereinfachten Verfahrens zur Beurteilung der radiologischen Konsequenzen im Rahmen dieses Vorhabens herangezogen.

Tab. 4.3 Kategorisierung gemäß dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“

Kategorie	Beschreibung
1	Radiologische Auswirkungen nur im Überwachungs- und Kontrollbereich (Reaktorhalle und Leiterhallen). Die effektive Dosis ist kleiner gleich 1 mSv ⁴ im Jahr außerhalb des Strahlenschutzbereiches. Keine Maßnahmen außerhalb des Betriebsgeländes erforderlich.
2	Radiologische Auswirkungen auf dem Betriebsgelände. Die effektive Dosis übersteigt 1 mSv ⁴ im Jahr. Keine Maßnahmen außerhalb des Betriebsgeländes erforderlich.
3	Radiologische Auswirkungen auch außerhalb des Betriebsgeländes. Eingreifrichtwerte gemäß SSK (Strahlenschutzkommission). Aufenthalt in Gebäuden: Ab 10 mSv äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch in diesem Zeitraum inhalierte Radionuklide bei unterstelltem Daueraufenthalt im Freien.

Hierbei wird für die Isotope mit den stärksten radiologischen Auswirkungen von einer Komplettfreisetzung ausgegangen. Die jeweiligen Quellterme ergeben sich als obere Abschätzung aus den Sicherheitsberichten der betrachteten Forschungsreaktoren.

Im Fall der SUR enthielten die Sicherheitsberichte keine Angaben zu den Quelltermen. Die Leistung der SUR beträgt 100 mW, wohingegen die Dauerbetriebsleistung des AKR-2 bei 2 W liegt. Daher wurden die Werte des AKR-2 als konservative Abschätzung für die SUR herangezogen. Bereits aus dem Vergleich der Werte (für I-131 vgl. Abb. 4.1) für die SURs und den AKR-2 mit den in der Strahlenschutzverordnung definierten Grenzwerten /BMU 18/ kann man erkennen, dass sie gemäß StrlSchV nicht als hochradioaktive Quellen (HRQ) betrachtet würden.

Diese Klasse von Forschungsreaktoren (Kategorie 1 aus Tab. 4.1) wird deshalb in die niedrigste Kategorie des Schutzziels „Einschluss radioaktiver Stoffe“ eingruppiert.

⁴ Je nach Expositionssituation können auch die Organäquivalentdosen nach § 80 StrlSchG herangezogen werden.

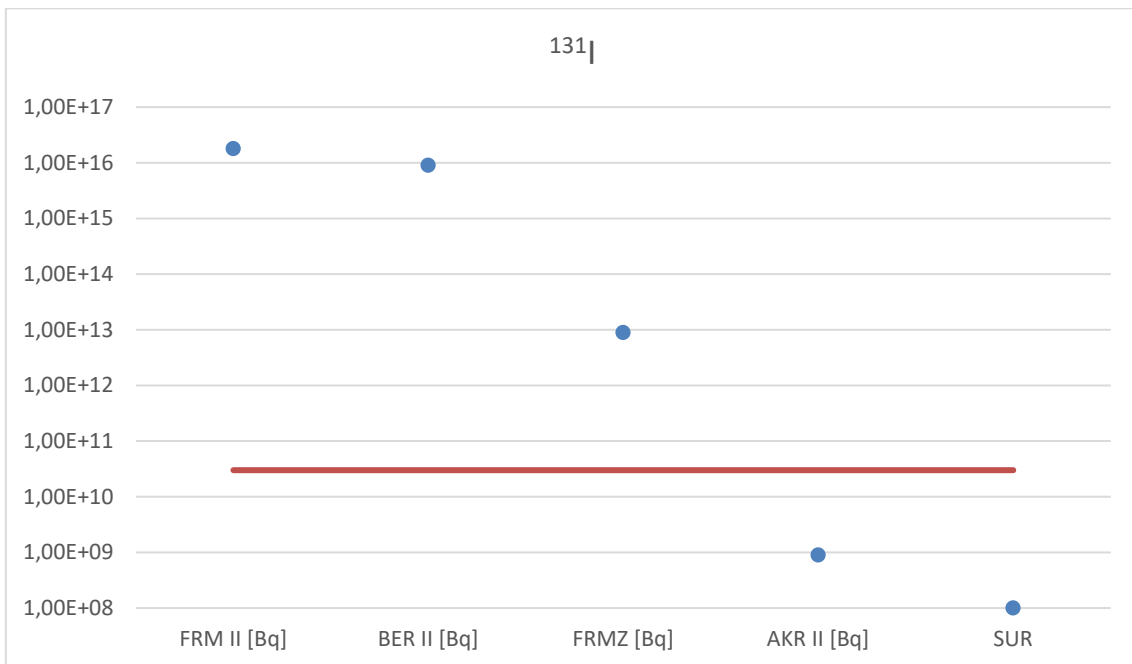


Abb. 4.1 Darstellung des Aktivitätsinventars für ^{131}I mit der definierten Aktivität für eine hochradioaktive Quelle⁵ als roter Linie

In einer Stellungnahme des TÜV Rheinland zu den radiologischen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf den Forschungsreaktor TRIGA Mainz im Auftrag des Ministeriums für Wirtschaft, Klimaschutz, Energie und Landesplanung des Landes Rheinland-Pfalz aus dem Jahr 2012 /TÜV 12/ wurde für den Fall eines Treibstoffbrands eine maximale freigesetzte Dosis von 2,4 mSv im Abstand von 200 m berechnet. Damit fällt der FRMZ in Kategorie 2 des Schutzziels „Einschluss radioaktiver Stoffe“ (Tab. 4.3).

In der gesichteten Literatur zu den beiden Neutronenquellen BER II /GRS 85/ und FRM II /TÜV 96/ werden Unfallszenarien beschrieben, in denen der Grenzwert für den Aufenthalt in Gebäuden von 10 mSv überschritten wird (siehe Tab. 4.4). Für den FRM II wird ein zu /TÜV 96/ vergleichbares Aktivitätsinventar auch in /GRS 95/ beschrieben. Aufgrund dieser Szenarien werden beide Neutronenquellen in die höchste Kategorie dieser Klasse eingeordnet.

⁵ StrlSchG § 5 (36) Hochradioaktive Strahlenquellen: Umschlossene radioaktive Stoffe, deren Aktivität den in einer Rechtsverordnung nach § 24 Satz 1 Nummer 11 festgelegten Werten entspricht oder diese überschreitet. Keine hochradioaktiven Strahlenquellen sind Brennelemente und verfestigte hochradioaktive Spaltproduktlösungen aus der Aufarbeitung von Kernbrennstoffen sowie ständig dichte und feste Transport- oder Lagerbehälter mit radioaktiven Stoffen. /BMU 17/

Tab. 4.4 Eingreifrichtwerte gemäß SSK (Strahlenschutzkommission)

Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei Ereignissen mit Freisetzungen von Radionukliden /SSK 14/

Maßnahme	Eingreifrichtwerte		
	Organdosis (Schilddrüse)	Effektive Dosis	Integrationszeiten und Expositionspfade
Aufenthalt in Gebäuden		10 mSv	Äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch in diesem Zeitraum inhalierte Radionuklide bei unterstelltem Daueraufenthalt im Freien
Einnahme von Iodtabletten	50 mSv Kinder und Jugendliche unter 18 Jahren sowie Schwangere, 250 mSv Personen von 18 bis 45 Jahren		Äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch in diesem Zeitraum inhalierte Radionuklide bei unterstelltem Daueraufenthalt im Freien
Evakuierung		100 mSv	Äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch in diesem Zeitraum inhalierte Radionuklide bei unterstelltem Daueraufenthalt im Freien

Im Rahmen des Vorhabens wurden auch Untersuchungen zur Anwendbarkeit von in der GRS vorhandenen Berechnungsverfahren zur radiologischen Konsequenzanalyse durchgeführt. Hierbei wurde das Programm ARTM (Atmosphärisches Radionuklid-Transport-Modell) verwendet. Das Ausbreitungsprogramm ARTM wurde von der GRS und dem Ingenieurbüro Janicke im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) und des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) entwickelt. Es simuliert den atmosphärischen Transport von in Luft freigesetzten, radioaktiven Stoffen sowie die von den physikalisch-chemischen Eigenschaften der Stoffe abhängige anschließende Ablagerung am Boden.

Informationen bezüglich der Quellterme verschiedener Forschungsreaktoren und -typen können aus dem IAEA Safety Report No. 53 /IAE 08/ und der Veröffentlichung von M.

Villa /VIL 10/ entnommen werden, um die Datenlage auf ein breiteres und möglichst aktuelles Fundament zu stellen. In diesen Quellen werden verschiedene Unfallszenarien und die sich hieraus ergebenden radioaktiven Inventare diskutiert. Für diese Szenarien werden außerdem Freisetzungspfade, Rückhalteeigenschaften von Reaktorbecken und Filtern und freigesetzte Dosen angegeben.

Für eine Berechnung, die eine schnelle Einschätzung der radiologischen Auswirkungen der betrachteten Anlage erlaubt, wurde ein deterministischer Ansatz wie er in der SEWD-Berechnungsgrundlage /BMU 14/ beschrieben wird, verwendet: „Hierbei werden – ohne Berücksichtigung der Windrichtung – die Ausbreitungsrechnungen für die sechs verschiedenen Diffusionskategorien der atmosphärischen Schichtung:

- Diffusionskategorie A (ohne Niederschlag)
- Diffusionskategorie B (ohne Niederschlag)
- Diffusionskategorie C (5 mm/h Niederschlag)
- Diffusionskategorie D (5 mm/h Niederschlag)
- Diffusionskategorie E (5 mm/h Niederschlag)
- Diffusionskategorie F (ohne Niederschlag)

bei einer Windgeschwindigkeit von 1 m/s in 10 m über Grund durchgeführt.“ /BMU 14/.

Die durchgeführten Berechnungen erlauben eine Einschätzung des radiologischen Gefahrenpotentials der betrachteten Forschungsreaktoren. Die Kategorisierung der deutschen Forschungsreaktoren in der Kategorie „Einschluss der Radioaktivität“, die anhand der verfügbaren Informationen getroffen wurde, wurde hierbei bestätigt.

4.4 Zusammenfassung

In diesem Kapitel wurde ein Schema mit drei Kategorien eingeführt, um das Gefährdungspotential eines Forschungsreaktors abbilden zu können. Die Kategorie „Anwendungsschwerpunkt“ betrachtet dafür die verschiedenen Auslegungen von Forschungsreaktoren näher. Dafür wird diese Kategorie dreifach unterteilt (siehe Kapitel 4.1). Die Kategorie „Kühlung der Brennelemente“ orientiert sich am gleichnamigen Schutzziel. Hier wird insbesondere die Notwendigkeit einer aktiven Nachwärmeabfuhr für die Unter-

teilung in Betracht gezogen. Eine feinere Unterteilung wird durch die zusätzliche Betrachtung der während des Leistungsbetriebs notwendigen Kühlmaßnahmen erreicht. Die auf dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“ basierende dritte Kategorie dient der Kategorisierung der betrachteten Anlage anhand der radiologischen Folgen einer Freisetzung. Grundlage der Freisetzung ist der Ansatz des „protected plant“ der ONR. Aufgrund der oben eingeführten Kategorisierungen basierend auf den drei Schutzzielen können die in Deutschland in Betrieb befindlichen Forschungsreaktoren in einer Matrix, wie in Tab. 4.5 dargestellt, eingruppiert werden.

Tab. 4.5 Kategorisierung deutscher Forschungsreaktoren

	Anwendungsschwerpunkt	Kühlung der Brennelemente	Einschluss radioaktiver Stoffe
SUR/AKR-2	1	1a	1
FRMZ	2	2a	2
BER II	3	2b	3
FRM II	3	3	3

4.5 Mögliche Erweiterungen

Die vorgestellte Methode zur Kategorisierung von Forschungsreaktoren ist so konzipiert, dass sie auch die Einführung zusätzlicher Kategorien ermöglicht. So kann zum Beispiel die Kategorie „Anwendungsschwerpunkt“ um zusätzliche Reaktortypen wie „Materialtestreaktor“ oder „beschleunigergetriebene Systeme“ erweitert werden, um auf die Besonderheiten wie Hochdruckeinrichtungen zum Testen von Brennstoffen bzw. Brennelementen unter Arbeitsbedingungen einzugehen. Im vorliegenden Vorhaben wurde darauf verzichtet, da diese Einrichtungen in deutschen Forschungsreaktoren nicht vorhanden sind.

In /SAP 19/ wird der Status des Forschungsreaktors sowie die Kategorie „Number and Significance of the Incidents/Accidents“ ebenfalls für die Kategorisierung herangezogen. Dieses Vorgehen wird in der in diesem Vorhaben entwickelten Methode nicht abgebildet, da dies Teil der behördlichen Aufsicht ist, die nicht Thema dieses Vorhabens ist. Im Rahmen einer Umsetzung eines „graded approach“ kann die Einbeziehung dieser Kategorien jedoch in Betracht gezogen werden.

5 Untersuchungen zur Übertragbarkeit der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ auf Forschungsreaktoren

Im Rahmen dieses Vorhabens wurde die Übertragbarkeit der deutschen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /BMU 12/ auf Forschungsreaktoren mittels des „graded approach“ untersucht. Die systematische Anwendung des „graded approach“ erfolgte anhand der in Kapitel 4 eingeführten Kategorien und der grading Matrix (s. Abschnitt 4.4). Forschungsreaktorspezifische Anforderungen zum Beispiel an das Reaktorbecken oder an Strahlrohrdurchführungen, wie sie im Anhang 6 der DSR /ANV 15/ definiert sind, wurden somit weder untersucht noch definiert.

5.1 Hauptteil der Sicherheitsanforderungen

Im Folgenden werden einige grundlegende Überlegungen, die bei der Anwendung der grading Matrix auf den Hauptteil und die Anhänge der SiAnf zur Anwendung kamen, dargestellt.

Grundsätzlich werden drei Möglichkeiten der Anwendung der SiAnf auf Forschungsreaktoren in Betracht gezogen, eine unveränderte Anwendung, eine modifizierte Anwendung und die Nichtanwendbarkeit der Anforderung auf die hier untersuchten Forschungsreaktoren:

- Eine Anforderung kann „allgemein anwendbar“ sein, das heißt, sie ist vollumfänglich auch auf Forschungsreaktoren anwendbar. Ein Beispiel hierfür ist Kapitel 0, in dem die Grundsätze der SiAnf definiert werden.
- Falls eine Anforderung nur teilweise oder modifiziert übertragbar ist, wird diese Einschränkung oder Modifizierung explizit aufgeführt.
- Für den Fall, dass eine Anforderung in einer Kategorie nicht anwendbar ist, werden zwei Fälle unterschieden:
 - die Anforderung wird durch die Auslegung intrinsisch erfüllt oder
 - die Anforderung ist auf die Auslegung nicht anwendbar.

Im ersten Fall der Nichtanwendbarkeit führen technisch-physikalische Gegebenheiten dazu, dass die Anforderung intrinsisch erfüllt ist. So wird Anforderung 3.9 (4)⁶ bei den Reaktoren der Klasse 1a und 1b der Kategorie „Kühlung der Brennelemente“ dadurch erfüllt, dass die Wärmeabfuhr durch thermische Strahlung, Luftkonvektion und Wärmeleitung gewährleistet wird, bei den Reaktoren der Klasse 2a und 2b wird dies durch Naturumlauf gewährleistet. Eine elektrische Versorgung zur Sicherstellung der Nachzerfallswärme ist somit nicht nötig.

Im zweiten Fall der Nichtanwendbarkeit ist die Anforderung technisch nicht umsetzbar. Als Beispiel kann hierfür die druckführende Umschließung (DfU) genannt werden. Die Auslegung aller in Deutschland betriebenen Forschungsreaktoren sieht entweder eine Vakuumeinhausung (SUR und AKR-2) oder ein offenes Reaktorbecken vor. Eine druckführende Umschließung, wie sie in Leistungsreaktoren zum Einsatz kommt, findet sich in keinem deutschen Forschungsreaktor. Der entsprechende Abschnitt 3.4 „Anforderungen an die druckführende Umschließung und die drucktragende Wandung von Komponenten der Äußeren Systeme“ im Hauptteil der SiAnf ist damit auch nicht sinngemäß auf die Auslegung der deutschen Forschungsreaktoren übertragbar.

Des Weiteren wird aufgrund des Kernaufbaus bei Reaktoren der Klasse 1 in der Kategorie „Anwendungsschwerpunkt“ („Unterrichtsreaktoren“) bei der Anwendung der grading Matrix auf die SiAnf davon ausgegangen, dass Unfälle mit schweren Brennelementeschäden (Sicherheitsebene 4c) für diese Reaktoren ausgeschlossen werden können.

⁶ Die notwendige elektrische Energieversorgung für die Durchführung der geplanten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes ist für einen Zeitraum von zehn Stunden ohne externe Hilfe sicherzustellen.

Durch Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes ist die Wiederherstellung der elektrischen Energieversorgung nach einem Ausfall der nicht durch Batterien gepufferten elektrischen Energieversorgung sicherzustellen.

Zur Gewährleistung der elektrischen Energieversorgung bei längerer Nichtverfügbarkeit der o. g. Netzanschlüsse oder aller externen Netze sind Ersatzmaßnahmen vorzusehen, sodass spätestens nach drei Tagen die elektrische Energieversorgung mit diesen übernommen werden kann. Die dafür benötigten Einrichtungen sind entweder auf dem Kraftwerksgelände oder im Nahbereich der Anlage vorzuhalten und gegen Einwirkungen von außen zu schützen. Für diese Einrichtungen der elektrischen Energieversorgung sind mindestens zwei geeignete Einspeisepunkte vorzusehen. Diese sind so auszuführen und anzuordnen, dass die Ersatzmaßnahmen in den oben genannten Fällen wirksam angewendet werden können.

Die bereitzustellende elektrische Leistung muss ausreichen, um die Nachwärme im jeweiligen Anlagenzustand mit den Systemen oder den geplanten Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes unter Beachtung der Anforderungen der Nummer 2.5 (1) abzuführen.

Im Folgenden werden aufgrund der speziellen Eigenschaften des TRIGA Brennstoffes und der daraus resultierenden Folgen für die Kategorisierung diese Eigenschaften näher erläutert.

In dem Bericht /HAW 82/ werden die Eigenschaften der TRIGA Brennelemente eingehend dargestellt. Es wurden die folgenden sieben Unfallkategorien untersucht:

- Einbringen von Überschussreaktivität
- Metall-Wasser Reaktionen
- Fehlbedienung von Experimenten
- Mechanische Umordnung des Kerns
- Kühlmittelverluststörfall
- Änderungen in der Brennstoffmatrix und der ZrH_x Zusammensetzung
- Handhabungsstörfälle.

Für die ersten sechs Unfallkategorien stellten die Studien keine radiologischen Auswirkungen außerhalb des Anlagengeländes fest. Aufgrund von Langzeitbetrieb und Änderung der Brennstoffmatrix durch den Pulsbetrieb wurde allerdings ein weiterer Forschungsbedarf für den sechsten Punkt (Änderungen in der Brennstoffmatrix und der ZrH_x Zusammensetzung) festgestellt. In Folge eines Handhabungsstörfalles wurde als Ganzkörperdosis verursacht von Edelgasen ein Wert von $\leq 0,01$ mSv und als Organodosis infolge von radioaktivem Iod ein Wert von ≤ 12 mSv für die Schilddrüse ermittelt.

Mit Bezug zu dem FRMZ ermittelte ein Gutachten des TÜV Rheinland /TÜV 12/ die mögliche Freisetzung bezüglich eines Flugzeugabsturzes mit Kerosinbrand auf den FRMZ. Das Gutachten nimmt in Anlehnung an Untersuchungen zum Flugzeugabsturz auf Brennelement-Zwischenlager an, dass der Kern einer Temperatur von 1.100 °C ausgesetzt ist und diese auch annimmt. Für die Reaktoren der Klasse 2 der Kategorie „Anwendungsschwerpunkt“ können somit Unfälle mit schweren Brennelementschäden (Sicherheitsebene 4c) nicht ausgeschlossen werden.

Im Rahmen dieses Vorhabens wurde die Übertragbarkeit der SiAnf auf Forschungsreaktoren untersucht.

5.2 Anhang 2: „Zu berücksichtigende Ereignisse“

Der Anhang 2 beinhaltet spezifische Anforderungen zur Ableitung von zu berücksichtigenden Ereignissen sowie zwei Anlagen mit spezifischen technischen Anforderungen der Nachweisführung.

Der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten lag auf der Untersuchung der Übertragbarkeit der Betriebsphasen von Leistungsreaktoren auf Forschungsreaktoren. Die Anlage 1 des Anhang 2 enthält Anforderungen zu Beanspruchungsstufen, die in Verbindung zur verschiedenen KTA-Regeln stehen und sehr spezifisch für die Druckführenden Umschließung (DfU) von Leistungsreaktoren sind. Wie in Abschnitt 5.1 bereits erläutert, verfügt kein deutscher Forschungsreaktor über eine DfU, weshalb diese Anlage bei der Untersuchung auf Übertragbarkeit unberücksichtigt blieb. Gleiches gilt für die Anlage 2, die Anforderungen an die zu unterstellenden Leckquerschnitte und Brüche in der DfU stellt. Die Ereignislisten selbst blieben unberücksichtigt, da diese spezifisch für Druckwasserreaktoren, Siedewasserreaktoren und Brennelementlagerbecken sind. Die Entwicklung einer Ereignisliste speziell für Forschungsreaktoren, wie sie zum Beispiel in den Dutch Safety Requirements, Anhang 6, Kapitel 6.2 enthalten ist, war nicht Bestandteil dieses Vorhabens.

Eine Betriebsphase wird in Anhang 1 der SiAnf definiert als: „Betriebszustand des Normalbetriebs, für den spezifische Kriterien für die Verfügbarkeit von System- und Überwachungsfunktionen sowie an verfahrenstechnische Bedingungen definiert sind.“ /BMU 12/. Dementsprechend wurde für die im Abschnitt 4.1 definierten Klassen von Forschungsreaktoren die Übertragbarkeit untersucht. Aufgrund des geringen Abbrands bei den Unterrichtsreaktoren ist während der kompletten Betriebsdauer kein Brennelementwechsel vorgesehen. Im Fall des FRMZ und des BER II werden abgebrannte Brennstäbe für mindestens 30 Tage in Halterungen innerhalb des Reaktorbeckens (FRMZ) bzw. im Absetzbecken (BER II), das direkt mit dem Reaktorbecken verbunden ist, gelagert. Die Langzeitlagerung bis zum Abtransport erfolgt am BER II in dem unterirdische Umsetzbecken. Es ist doppelschalig aus austenitischem Stahl ausgeführt und in eine Vertiefung im Boden der Experimentierhalle eingelassen. Das Umsetzbecken ist durch einen abnehmbaren Betondeckel gegen die Experimentierhalle abgeschlossen. Im Fall des FRM II verbleiben die Brennelemente bis zum Abtransport im Absetzbecken.

5.3 Anhang 3: „Anforderungen an den Schutz gegen Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen“

Der Anhang 3 der Sicherheitsanforderungen beinhaltet grundlegende Anforderungen an Schutzkonzepte gegen Ereignisse aus Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen, Anforderungen an Vorsorgemaßnahmen, Anforderungen zur Beherrschung von Einwirkungen von innen und Anforderungen zur Beherrschung von Einwirkungen von außen sowie von Notstandsfällen. Diese sind in den letzten Jahren auch stark in den Fokus internationaler Arbeiten im Bereich der Forschungsreaktoren gelangt. Beispielsweise hat die IAEA zum Thema Neubewertung der Sicherheit von Forschungsreaktoren /IAE 14/ einen Bericht veröffentlicht, in dem die Neubewertung des Standortes einen entsprechenden Stellenwert einnahm. Daher wurde sich im Rahmen dieses Vorhabens vor dem Hintergrund des unterschiedlichen Gefährdungspotentials von Forschungsreaktoren intensiv mit diesem Anhang beschäftigt.

Anhang 1 der SiAnf definiert einen Notstandsfall als: „Ereignisablauf infolge sehr seltener zivilisatorisch bedingter äußerer Einwirkungen oder infolge der postulierten vollständigen Unverfügbarkeit der Warte.“ /BMU 12/. Dies ist insbesondere bei der Anwendung auf die „Unterrichtsreaktoren“ in der Kategorie „Einschluss radioaktiver Stoffe“ zu beachten, da ihre intrinsische Sicherheit sehr hoch bzw. das radiologische Gefährdungspotential sehr gering ist.

Als Beispiel für die differenzierte Übertragbarkeit der bestehenden SiAnf auf die deutschen Forschungsreaktoren seien hier die Anforderungen zur Verhinderung unzulässiger Auswirkungen von Radiolysegasreaktionen in Systemen und Komponenten (Abschnitt 3.2.9.2) aufgeführt. In der Klasse 1a und 1b der Kategorie „Kühlung der Brennelemente“ erfolgt die Wärmeabfuhr über thermische Strahlung, Luftkonvektion und Wärmeleitung und nicht mithilfe von Wasser als Kühlmittel. Daher ist eine Bildung von Radiolysegasen durch die Auslegung der Anlagen ausgeschlossen. Bezüglich der Bildung von Radiolysegasen beim Betrieb von TRIGA Reaktoren wurde während einer Studie der TU Wien /STE 11/ ein Volumen von ca. 2,4 l pro Betriebstag (7 h) mit einem Anteil von 17,2 % Wasserstoff und 12 % Sauerstoff beobachtet. Dabei wurden die im Reaktortank aufsteigenden Gasblasen aufgefangen und per Gaschromatographie analysiert. Eine ähnliche Blasenbildung ist bei dem leistungsschwächeren TRIGA in Mainz bisher nicht beobachtet worden.

5.4 Anhang 4: „Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums und für die Instandhaltung“

Der Anhang 4 umfasst vertiefende Anforderungen zum Einzelfehlerkonzept und die Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums, Regelungen zur Anwendung des Einzelfehlerkonzepts, Anforderungen bei der Instandhaltung und Anforderungen zur Sicherstellung der Funktionsbereitschaft sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen. Ein grading wurde hier in Bezug auf Notstandsfälle (siehe Abschnitt 5.3) vorgenommen.

5.5 Anhang 5: „Anforderungen an die Nachweisführung und Dokumentation“

Der Anhang. 5 umfasst Anforderungen bezüglich der Nachweisführung und Dokumentation und beinhaltet die Zielsetzung sowie die grundlegenden Anforderungen bezüglich der Systembewertung, der deterministischen Analyse von Ereignissen oder Zuständen, der messtechnischen Nachweisführung, der ingenieurmäßigen Bewertung, der probabilistischen Sicherheitsanalysen und der Dokumentation. Die Detailanforderungen der Anlagen 1 „Detailanforderungen an die Nachweisführung bei Kühlmittelverluststörfällen“, 2 „Detailanforderungen an die Ermittlung von Differenzdrücken innerhalb des Sicherheitsbehälters“ und 3 „Detailanforderungen an die Ermittlung von Strahl- und Reaktionskräften bei Lecks an druckführenden Systemen innerhalb des Sicherheitsbehälters“ blieben bei der hier vorgenommenen Untersuchung der Übertragbarkeit auf Forschungsreaktoren unberücksichtigt, da sie spezifisch für Leistungsreaktoren sind.

Bezüglich des Abschnitts 6 „Grundlegende Anforderungen an probabilistische Sicherheitsanalysen“ wurde dem 2014 vom AK FR beschlossenen und in /NIE 15/ vorgestellten Ansatz gefolgt und eine probabilistische Sicherheitsanalyse nur für die Reaktoren der Klasse 3 der Kategorie „Anwendungsschwerpunkt“ gefordert.

6 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

Vor dem Hintergrund internationaler Entwicklungen gewinnt die Weiterentwicklung sicherheitstechnischer Anforderungen an Forschungsreaktoren zunehmende Bedeutung. Dabei wird weltweit auch verstärkt diskutiert, inwieweit bestehende Anforderungen an Kernkraftwerke mittels eines „graded approach“ herangezogen werden können.

Im Rahmen dieses Vorhabens wurde ein strukturierter Ansatz zur Bewertung des Gefährdungspotentials von Forschungsreaktoren entwickelt. Anhand der eingeführten Kategorien „Anwendungsschwerpunkt“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Einschluss der Radioaktivität“ können Forschungsreaktoren in eine grading Matrix eingeordnet werden. Die drei eingeführten Kategorien decken die in SSR-3 para. 2.17 und SSG-22 para. 2.7 genannten Faktoren ab.

Mit Hilfe der grading Matrix wurden der entwickelte Ansatz auf den Hauptteil und die Anhänge 3 – 5 der Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke (SiAnf) /BMU 12/ angewandt. Hierzu wurden Tabellen erstellt, in denen für jede Anforderung das grading erläutert wurde. Ebenfalls wurden analog zu Leistungsreaktoren Betriebsphasen für die drei Klassen der Kategorie „Anwendungsschwerpunkt“ definiert.

Bezüglich der Anwendung des eingeführten Ansatzes auf die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke ist anzumerken, dass die SiAnf ausschließlich mit Blick auf Leistungsreaktoren geschrieben wurden. Sie können deshalb als Vorlage dienen, enthalten aber auch Paragraphen, die nicht oder nur sehr eingeschränkt übertragbar sind, wie zum Beispiel die Anforderungen an die druckführende Umschließung.

Ein Beispiel für die Anpassung des kerntechnischen Regelwerkes an die Besonderheiten von Forschungsreaktoren kann man in den Dutch Safety Requirements (DSR) /ANV 15/ finden. Zusätzlich zu der abgestuften Anwendung des Regelwerkes für Leistungsreaktoren (Kapitel 3, Annex 6 DSR) wurden dort auch zusätzliche, forschungsreaktorspezifische Anforderungen eingeführt (Kapitel 4 und 5, Annex 6 DSR). Die Entwicklung von solchen komplementären Anforderungen war nicht Teil dieses Vorhabens. Für eine Umsetzung eines „graded approach“ in das deutsche Regelwerk sollten jedoch ebenfalls solche zusätzlichen Anforderungen in Betracht gezogen werden.

Aktuell wird durch die WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) in ähnlicher Weise vorgegangen. Eine eingesetzte ad-hoc Arbeitsgruppe hat auf Grundlage der „Safety Reference Levels for Existing Reactors“ die Übertragbarkeit auf

Forschungsreaktoren hin untersucht und, wo nötig, den Text angepasst, um eine abgestufte Anwendung zu ermöglichen. Dieser Entwurf wurde um einen zusätzlichen Themenkomplex (Issue X: Experiments and experimental devices) erweitert, der auf die Besonderheiten von experimentellen Einrichtungen an Forschungsreaktoren eingeht. Der finale Entwurf soll der WENRA Hauptsitzung voraussichtlich im November 2020 vorgelegt werden.

Literatur

- /ACU 19/ Acuña, G., Brollo, F., Torres, L.: Safety Management and Integrated Management Systems for nuclear research reactors. Approach and experience gained from Argentinian RA6 reactor, International Conference on Research Reactors: Addressing Challenges and Opportunities to Ensure Effectiveness and Sustainability, November 2019, Buenos Aires, Argentinien.
- /ANV 15/ Dutch Safety Requirements for Nuclear Reactors: Fundamental Safety Requirements, ANVS, 8. Oktober 2015.
- /BLA 14/ Blaumann, H., Vertullo, A.: Advance in the RA-10 Reactor Project. Proceedings des 16th meeting of the International Group on Research Reactors, November 2014, Bariloche, Argentinien.
- /BMU 12/ Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012, Neufassung vom 3. März 2015.
- /BMU 14/ Berechnungsgrundlage zur Ermittlung der Strahlenexposition infolge von Störmaßnahmen oder sonstigen Einwirkungen Dritter (SEWD) auf kerntechnische Anlagen und Einrichtungen (SEWD-Berechnungsgrundlage) vom 28. Oktober 2014
- /BMU 17/ Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz - StrlSchG) vom 27. Juni 2017, Zuletzt geändert durch Art. 248 V v. 19.6.2020 I 1328.
- /BMU 18/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 29. November 2018.
- /CNC 12/ Canadian Nuclear Safety Commission (CNCS), Regulatory Document RD-367 Design of Small Reactor Facilities", Juni 2011.
- /CNC 14/ Canadian Nuclear Safety Commission (CNCS), Design of Reactor Facilities: Nuclear Power Plants, Regulatory Document REGDOC-2.5.2, Mai 2014

- /COU 19/ Couturier, J., Abou Yéhia, H., Grolleau, E.: Elements of nuclear safety – Research reactors, edp sciences Verlag, 2019.
- /DEB 12/ de Bellabre, C., Gallet, J., Bourgois, T.: Reassessment of research reactors - the approach implemented by IRSN based on the so-called „graded approach" and taking into account the first lessons learned from the Fukushima events. Proceedings des 14th meeting of the International Group on Research Reactors, März 2012, Prag, Tschechische Republik.
- /EUR 09/ Richtlinie 2009/71/EURATOM des Rates vom 25. Juni 2009 über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen, Amtsblatt der Europäischen Union, L 172/18, 02.07.2009.
- /EUR 14/ Richtlinie des Rates 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen, Amtsblatt der Europäischen Union, L 219/42, 25.07.2014.
- /GER 17/ Gerstenberg, H., Johann, P., Kastenmüller, A., Kress, M., Pichlmaier, A., Schätzlein, R.: First Periodic Safety Review Of The FRM II After 10 Years Of Routine Operation, Proceedings des 18th meeting of the International Group on Research Reactors, Dezember 2017, Sydney, Australien.
- /GRS 79/ Backfitting-Forschungsreaktoren Teil 1: „Zuordnung der Forschungsreaktoren zu Gruppen“, GRS-A-408, Dezember 1979.
- /GRS 85/ Sicherheitsgutachten für die Leistungserhöhung auf 10 MW des Forschungsreaktors BER II der Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung Berlin GmbH, GRS-A-1080, April 1985.
- /GRS 95/ Berechnung des Nuklidinventars für den FRM II nach bestimmungsgemäßem Brennelementeeinsatz, GRS-A-2279, März 1995.
- /HAW 82/ Hawley S. C., Kathren R. L.: Credible Accident Analyses for TRIGA-and TRIGA-Fueled Reactors, Battelle Memorial Institute, Pacific Northwest National Lab, NRC/NRR, NUREG/CR-2387, April 1982.

- /HSF 19/ Hochschule Furtwangen, erreichbar unter: <https://sftp.hs-furtwangen.de/~neutron/labore.html>, abgerufen 05.03.2019
- /HZB 19/ Helmholtz Zentrum Berlin, Stand 2019, erreichbar unter: https://www.helmholtz-berlin.de/mediathek/bildarchiv/#1552041065751_51, abgerufen 08.03.2019
- /IAE 05/ IAEA Safety Standards: Safety of Research Reactors, IAEA Safety Standard Series No. NS-R-4, 2005.
- /IAE 08/ IAEA Safety Report Series No. 53: Derivation of the Source Term and Analysis of the Radiological Consequences of Research Reactor Accidents.
- /IAE 09/ IAEA Safety Standards: The Management System for Nuclear Installations, IAEA Safety Standard Series No. GS-G-3.5, 2009.
- /IAE 10/ IAEA Safety Standards: Ageing Management for Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSG-10, 2010.
- /IAE 12/ IAEA Safety Standards: Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSG-22, 2012.
- /IAE 14/ Safety Reassessment for Research Reactors in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Safety Reports Series No. 80, IAEA, 2014.
- /IAE 16b/ IAEA Safety Standards: Safety of Research Reactors, IAEA Safety Standard Series No. SSR-3, 2016.
- /IAE 19a/ IAEA: IAEA Safety Glossary, 2018 Edition, 2019.
- /LYN 17/ Lynch, S., Adams, J., Adams, A.: Assessment of Lessons Learned from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident to Research and Test Reactors in the United States, Proceedings des 18th meeting of the International Group on Research Reactors, Dezember 2017, Sydney, Australien.

- /NEM 17/ Nemec, T.: Experience with Safety Reviews of Slovenian Research Reactor by PSR and IAEA INSARR Missions and the Stress Tests for the Krško NPP, Proceedings des 18th meeting of the International Group on Research Reactors, Dezember 2017, Sydney, Australien.
- /NIE 15/ Niedzwiedz, K., Schneider M., Berg, H.-P.: „Safety Reviews of Research Reactors in Germany – Graded Approach for the periodic safety review according to § 19a of the Atomic Energy Act“, Proceedings of the International Conference on „Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization“, 16.-20. November 2015, IAEO Wien, Österreich.
- /ONR 18/ ONR Guide: Safety Systems, Nuclear Safety Technical Assessment Guide, NS-TAST-GD-003 Revision 8, 2018.
- /ONR 19/ ONR Guide: Categorisation of Safety Functions and Classification of Structures, Systems and Components Document Type: Nuclear Safety Technical Assessment Guide, NS-TAST-GD-094 – Revision 1, 2019.
- /PER 19/ Perrotta, J.A: Considerations and Challenges of Research Reactor Management, November 2019, Buenos Aires, Argentinien.
- /RSK 17/ RSK-Stellungnahme, Bewertung der Umsetzung der Empfehlungen der RSK aus der Sicherheitsüberprüfung deutscher Forschungsreaktoren, 492. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), Bundesamt für Strahlenschutz, März 2017.
- /SAP 18/ Sapozhnikov, A.: Graded Approach to Safety Regulation of Russian Nuclear Research Facilities: Present and Future, Konferenzbeitrag auf der RRFM European Research Reactor Conference 2018, März 2019, München, Deutschland.
- /SAP 19/ Sapozhnikov, A.: Implementation of a Graded Approach in the Regulatory System of Nuclear Facilities: Challenges and Opportunities, International Conference on Research Reactors: Addressing Challenges and Opportunities to Ensure Effectiveness and Sustainability, November 2019, Buenos Aires, Argentinien.

- /SSK 14/ Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei Ereignissen mit Freisetzungen von Radionukliden - Empfehlung der Strahlenschutzkommission, Februar 2014.
- /STE 11/ Steinhauser, G., Villa, M.: Dihydrogen gas emission of a 250kW_{th} research reactor. Applied Radiation and Isotopes, Vol. 69, Issue 11, S. 1618-1620, 2011.
- /TAR 19/ Tarlé, S., Carpentier, A.: Periodic safety review of research reactors: grading the scope and the extent of the regulatory review, International Conference on Research Reactors: Addressing Challenges and Opportunities to Ensure Effectiveness and Sustainability, November 2019, Buenos Aires, Argentinien.
- /TAW 16/ Tawfik, Y. E.: Graded Approach of Component Classification in Nuclear Research Reactors. Proceedings des 17th meeting of the International Group on Research Reactors, März 2016, Berlin, Deutschland.
- /TUD 19/ Technischen Universität Dresden, Professur für Wasserstoff- und Kern-energietechnik, Stand vom 15.09.2016, erreichbar unter <https://tu-dresden.de/ing/maschinenwesen/iet/wket/ausbildungskernreaktor-akr-2/anlagenbeschreibung>, zitiert am 08.03.2019.
- /TUM 09/ Technische Universität München Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz (FRM II): Forschung mit Neutronen Methoden entwickeln, Natur befragen, Antworten bekommen. Garching, Juni 2009.
- /TUM 19/ Technische Universität München Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz (FRM II), erreichbar unter <https://www.frm2.tum.de/startseite/>, zitiert am 08.03.2019.
- /TÜV 96/ 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 12/ Stellungnahme zu den radiologischen Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auf den Forschungsreaktor TRIGA Mainz, November 2012.

- /TUW 19/ Technische Universität Wien, Atominstitut, Stand 11. Januar 2019, erreichbar unter: https://ati.tuwien.ac.at/reactor/cross_section/DE/, zitiert am 29.07.2019.
- /VAN 16/ Van Dyck, S., Verpoorten, J., Claes, W., Leysen, P.: The third refurbishment programme of the BR2 reactor in Mol, Belgium. Proceedings des 17th meeting of the International Group on Research Reactors, März 2016, Berlin, Deutschland.
- /VIL 10/ Villa, M., Haydn, M., Steinhauser, G., Böck, H.: Accident scenarios of the TRIGA Mark II reactor in Vienna, Nuclear Engineering and Design, Vol. 240, Issue 12, Seiten 4091-4095, 2010.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Einteilung von Forschungsreaktoren anhand ihrer thermischen Leistung mittels der Reaktionsrate. Quelle: /PER 19/	21
Abb. 2.2	Einteilung von Nutzungsgebieten von Forschungsreaktoren anhand ihrer thermischen Leistung. Adaptiert aus IAEA NP-T-5.3. Quelle: /PER 19/	22
Abb. 2.3	Einteilung von Bereichen mit Relevanz für das Management anhand ihrer thermischen Leistung. Quelle: /PER 19/	22
Abb. 3.1	Forschungsreaktoren in Deutschland. Stand: Oktober 2019 (Quelle: angepasst aus dem CNS Bericht Deutschland 2020)	25
Abb. 3.2	Schnitt durch den SUR 100 der HS Furtwangen. Quelle: /HSF 19/	26
Abb. 3.3	Schnitt durch den AKR 2 der TU Dresden. Quelle: /TUD 19/	29
Abb. 3.4	Horizontaler Schnitt durch den TRIGA Mark-II Reaktor der TU Wien, inklusive der Experimentiereinrichtungen. Quelle: /TUW 19/	31
Abb. 3.5	Vertikaler Schnitt durch das Reaktorbecken des TRIGA Mark-II Reaktors der TU Wien. Quelle: /TUW 19/	32
Abb. 3.6	Schnitt durch das Reaktorgebäude und schematische Darstellung einer anschließenden Leiterhalle des BER II. Quelle: /HZB 19/	35
Abb. 3.7	Horizontaler Schnitt durch das Reaktorgebäude und die beiden Leiterhallen des BER II. Quelle: /HZB 19/	36
Abb. 3.8	Horizontaler Schnitt durch das Reaktorbecken des FRM II auf Höhe des Brennelementes. Quelle: /TUM 09/	38
Abb. 3.9	Vertikaler Schnitt durch das Reaktor- und Absetzbecken des FRM II. Quelle: /TUM 09/	39
Abb. 3.10	Schematische Übersicht über die Kühlkreisläufe des FRM II. Quelle: /TUM 19/	40
Abb. 4.1	Darstellung des Aktivitätsinventars für ^{131}I mit der definierten Aktivität für eine hochradioaktive Quelle als roter Line	49

Tabellenverzeichnis

Tab. 4.1	Kategorisierung gemäß dem Anwendungsschwerpunkt für in Deutschland betriebene Forschungsreaktoren	43
Tab. 4.2	Kategorisierung gemäß dem Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“	46
Tab. 4.3	Kategorisierung gemäß dem Schutzziel „Einschluss radioaktiver Stoffe“	48
Tab. 4.4	Eingreifrichtwerte gemäß SSK (Strahlenschutzkommission) Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei Ereignissen mit Freisetzungen von Radionukliden /SSK 14/	50
Tab. 4.5	Kategorisierung deutscher Forschungsreaktoren	52

Abkürzungsverzeichnis

ADS	Accelerator-Driven System
AKR	Ausbildungskernreaktor Dresden
ANVS	Autoriteit Nucleaire Veiligheid en Stralingsbescherming
ARTM	Atmosphärisches Radionuklid-Transport-Modell
ASN	Autorité de Sûreté Nucléaire
AtG	Atomgesetz
BE	Brennelement
BER II	Berliner Experimentierreaktor II
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BR1	Belgian Reactor1
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission
DfU	Druckführende Umschließung
DSR	Dutch Safety Requirements
DWR	Druckwasserreaktor
FR	Forschungsreaktor
FRM II	Forschungs-Neutronenquelle Heinz-Maier-Leibnitz
FRMZ	Forschungsreaktor Mainz
HBWR	Halden Boiling Water Reactor
IAEO	Internationale Atomenergie Organisation
IGORR	International Group on Research Reactors
ILL	Institut Laue-Langevin
INIR-RR	Integrated Nuclear Infrastructure Review for Research Reactors
INSARR	Integrated Safety Assessment for Research Reactors
IRRUR	Integrated Research Reactor Utilization Review
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
IRSN	L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
MASURCA	(MAquette SURgénérateur de CAdarache)
MTR	Material Testing Reactor
NPP	Nuclear Power Plant
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NRF	Nuclear Research Facility (Bezeichnung für russische Forschungseinrichtungen)
OMARR	Operational and Maintenance Assessment for Research Reactors

ONR	Office for Nuclear Regulation
OPAL	Open Pool Australian Lightwater reactor
PSR	Periodic Safety Review
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RHF	Réacteur à Haut Flux
RRFM	European Research Reactor Conference
SiAnf	Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke
SMR	Small modular reactors
SNEAK	Schnelle Nullleistungs-Experimentier-Anlage Karlsruhe
SSC	Strukturen, Systeme und Komponenten
SSK	Strahlenschutzkommission
SUR	Siemens Unterrichtsreaktor
SWR	Siedewasserreaktor
TRIGA	Training, Research, Isotopes, General Atomics
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association

**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