

**Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Forschungsreaktoren unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)**

**INHALTSVERZEICHNIS**

<b>1</b>	<b>Zusammenfassende Bewertung und Empfehlungen</b>	<b>3</b>
<b>1.1</b>	<b>Bewertungen</b>	<b>5</b>
1.1.1	Naturbedingte Einwirkungen	5
1.1.2	Postulate	6
1.1.3	Robustheit von Vorsorgemaßnahmen	7
1.1.4	Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen (NFM)	8
1.1.5	Zivilisationsbedingte Ereignisse	9
1.1.6	Terroristische Einwirkungen	11
<b>1.2</b>	<b>Fazit</b>	<b>11</b>
<b>2</b>	<b>Veranlassung und Vorgehensweise</b>	<b>12</b>
<b>3</b>	<b>Beratungsablauf</b>	<b>15</b>
<b>4</b>	<b>Bewertungskriterien für Forschungsreaktoren</b>	<b>16</b>
<b>4.1</b>	<b>Vorbemerkung</b>	<b>16</b>
4.1.1	Merkmale des FR-Mainz	16
4.1.2	Merkmale des BER-II	17
4.1.3	Merkmale des FRM-II	18
<b>4.2</b>	<b>Vitale Sicherheitsfunktionen der hier betrachteten Forschungsreaktoren</b>	<b>18</b>
<b>4.3</b>	<b>Themenspezifische Bewertungskriterien</b>	<b>20</b>
4.3.1	Erdbeben	21
4.3.2	Hochwasser	21
4.3.3	Sonstige naturbedingte Einflüsse	22
4.3.4	Von konkreten Ereignisabläufen unabhängige erweiterte Postulate: Station Blackout	22
4.3.5	Robustheit von Vorsorgemaßnahmen	23
4.3.6	Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen	24
4.3.7	Flugzeugabsturz	25

---

4.3.8	Gasfreisetzung.....	26
4.3.9	Terroristische Einwirkungen.....	28
<b>5</b>	<b>Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung.....</b>	<b>28</b>
<b>5.1</b>	<b>Generische Erkenntnisse .....</b>	<b>28</b>
<b>5.2</b>	<b>Anlagenbezogene Bewertung zu den Überprüfungsthemen .....</b>	<b>29</b>
5.2.1	FR-Mainz .....	29
5.2.2	FR-BER II.....	34
5.2.3	FRM-II.....	44
<b>6</b>	<b>Unterlagen.....</b>	<b>53</b>

---

## 1 Zusammenfassende Bewertung und Empfehlungen

Aufgrund der Ereignisse im japanischen Kernkraftwerk Fukushima-I im Jahr 2011 und basierend auf einer Aufforderung durch den Deutschen Bundestag hat das Bundesumweltministerium (BMU) die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) in ihrer 439. Sitzung am 07.07.2011 gebeten, ergänzend zur Sicherheitsüberprüfung der deutschen Kernkraftwerke auch eine Überprüfung von drei in Betrieb befindlichen deutschen Forschungsreaktoren vorzunehmen. Die betroffenen Anlagen sind der Forschungsreaktor Mainz (FR-Mainz) auf dem Gelände der Johannes Gutenberg-Universität Mainz, der Forschungsreaktor Berlin (BER-II) auf dem Gelände des Helmholtz-Zentrums Berlin (HZB) und der Forschungsreaktor München (FRM-II) auf dem Forschungsgelände Garching der Technischen Universität München. Die vorliegende Stellungnahme der RSK stellt die Ergebnisse dieser Überprüfung durch die RSK dar.

Im Unterschied zu den Kernkraftwerken wird in den hier betrachteten Forschungsreaktoren kein elektrischer Strom produziert, sondern man nutzt die bei der Kettenreaktion entstehenden Neutronen für physikalische Experimente und Anwendungen. Sie dienen insbesondere der wissenschaftlichen und industriellen Forschung zum Verhalten von neuartigen Materialien, medizinischen Anwendungen in der Strahlentherapie sowie zur Herstellung spezieller radioaktiver Isotope für die medizinische Diagnostik und Therapie. Hinsichtlich der Sicherheit dieser Forschungsreaktoren ist darauf hinzuweisen, dass im Vergleich mit Kernkraftwerken aufgrund des um Größenordnungen geringeren Aktivitätsinventars, der erheblich geringeren Anforderungen an die Nachkühlung der Brennelemente und der sicherheitstechnisch vorteilhaften Betriebsbedingungen im Kühlsystem (niedrige Temperatur und niedriger Druck), das Gefährdungspotenzial dieser Anlagen wesentlich geringer ist.

In Anlehnung an die Zielsetzung und Vorgehensweise der Überprüfung der deutschen Kernkraftwerke leitet die Reaktor-Sicherheitskommission im Hinblick auf die Robustheit der deutschen Forschungsreaktoren bei Einwirkungen, die die Auslegung der Anlagen überschreiten, folgenden Überprüfungsbedarf für diese Forschungsreaktoren ab. Ein Schwerpunkt der Überprüfung hinsichtlich der Robustheit aller Einrichtungen und Maßnahmen liegt darin, eine eintretende abrupte Verschlechterung im Ereignisablauf (cliff edges) zu erkennen und ggf. Maßnahmen zu deren Vermeidung abzuleiten.

- Überprüfung, inwieweit die übergeordneten Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe (Erhalt der Barrieren)“ sowohl im Reaktorbecken als auch in Lagereinrichtungen für bestrahlte Brennelemente bei über die bisher angesetzten Auslegungsanforderungen hinausgehenden Einwirkungen eingehalten werden.
- Überprüfung, inwieweit die vitalen Sicherheitsfunktionen zur Einhaltung der Schutzziele bei über die bisherigen postulierten Szenarien hinausgehenden Annahmen erhalten bleiben. Dabei sind Postulate hinsichtlich der Nichtverfügbarkeit von sicherheitsrelevanten Einrichtungen, wie z. B. längerfristiger Ausfall der Stromversorgung inkl. Notstromversorgung zu berücksichtigen.

- 
- Überprüfung des erforderlichen Umfanges von anlageninternen Notfallmaßnahmen und deren Wirksamkeit. Dabei sind Umfang und Qualität der Vorplanung für unterstellte Ereignisfolgen wie Ausfall der Kühlung der Brennelemente sowohl im Reaktorbecken als auch in Brennelementlagereinrichtungen, Nichtverfügbarkeit der Stromversorgung, eingetretene massive Brennelementschäden ggf. bis hin zur Kernschmelze zu beurteilen. Ferner sind weitgehende Zerstörungen der Infrastruktur und eine Nichtzugänglichkeit aufgrund hoher Ortsdosisleistungen sowie die Verfügbarkeit von Personal mit zu bewerten.

In den Betrachtungsumfang hat die RSK wie bei den Kernkraftwerken auch andere Ereignismöglichkeiten, als die in Fukushima beobachteten, aufgenommen. Dazu gehören andere naturbedingte Ereignisse, mögliche Überlagerungen, von konkreten Ereignisabläufen unabhängige Postulate (soweit sie für Forschungsreaktoren von sicherheitstechnischer Bedeutung sind), erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen sowie zivilisatorisch bedingte Ereignisse wie z. B. Flugzeugabsturz.

Eine solche Überprüfung der Forschungsreaktoren hinsichtlich ihres Verhaltens bei gegenüber der Auslegung höheren Einwirkungen und bei postulierten Nichtverfügbarkeiten von Sicherheitseinrichtungen wurde bisher nur für einzelne Fragenkomplexe vorgenommen. Eine systematische Überprüfung der Robustheit der Forschungsreaktoren im Sinne eines Stresstests wurde wie bei den Kernkraftwerken erstmalig vorgenommen. Daher bedarf es, wie bei dem Stresstest für Kernkraftwerke, bezüglich der Bewertungskriterien einer Neudefinition durch die RSK. Aufgrund des gegenüber Kernkraftwerken erheblich geringeren Aktivitätsinventars und Freisetzungspotenzials sowie der spezifischen anlagentechnischen Besonderheiten der Forschungsreaktoren können die für Kernkraftwerke entwickelten Bewertungskriterien nicht generell übernommen werden, sondern wurden bezüglich der Spezifika der Forschungsreaktoren angepasst.

Auch in dieser Stellungnahme dienen die für die Forschungsreaktoren ausgewiesenen Bewertungskriterien allein einer Differenzierung hinsichtlich der vorhandenen Reserven und stellen keine Sicherheitsanforderungen im Sinne eines Regelwerks dar.

Zum Beginn der Überprüfung der Forschungsreaktoren lagen den Betreibern dieser Anlagen nur die von der RSK entwickelten Bewertungskriterien für Kernkraftwerke vor. Die spezifischen Bewertungsmaßstäbe für Forschungsreaktoren wurden von der RSK erst im Nachgang angepasst. Aufgrund dieser Bedingungen sind die von den Betreibern vorgelegten Überprüfungsberichte nur in Teilen auf die hier ausgewiesenen speziellen Bewertungskriterien abgestimmt.

Der konzeptionelle Ansatz der Bewertungskriterien entspricht demjenigen der Kernkraftwerke. Auch bei den Forschungsreaktoren wurde eine Staffelung vorgenommen. Je höher die Reserven gegen Einwirkungen jenseits der Auslegung auf die Anlage hinsichtlich der Einhaltung der Schutzziele ausgewiesen werden können, umso höher ist der Robustheitsgrad. Dabei wird im Rahmen der Robustheitsüberprüfung unterschieden zwischen den **Robustheitslevel** für naturbedingte Einwirkungen, Postulate, Vorsorgemaßnahmen sowie für Notfallmaßnahmen und den **Robustheitsschutzgraden** für die ergänzend zu betrachtenden zivilisatorisch bedingten Einwirkungen. Im Unterschied zu den Bewertungskriterien für Kernkraftwerke wurde bei den hier ausgewiesenen Level und Schutzgraden auch das unterschiedliche Risikopotenzial der Forschungsreaktoren mit berücksichtigt. Das Kriterium „keine katastrophalen

---

Auswirkungen in der Umgebung der Anlage“ beinhaltet dabei, dass bei dem betrachteten Ereignis keine Evakuierung der Bevölkerung in der Umgebung der Anlage entsprechend den Eingreifrichtwerten der Katastrophenschutzplanung erforderlich ist.

Als Basis der Robustheitsüberprüfung setzt die RSK voraus, dass die betrachteten Forschungsreaktoren dem aktuellen genehmigten Zustand entsprechen und die in den Aufsichtsvorgängen als sicherheitstechnisch wichtig identifizierten Verbesserungsmaßnahmen vollständig umgesetzt sowie ggf. identifizierte Nachweisdefizite behoben sind. Eine Überprüfung, ob diese Voraussetzungen vorliegen, wurde im Rahmen dieser Robustheitsprüfung seitens der RSK nicht vorgenommen. Die Bestätigung der Erfüllung dieser Voraussetzungen gehört zu den regelmäßigen Aufgaben der Aufsichts- und Genehmigungsbehörden.

Der RSK wurden viele Informationen in heterogener Form zur Verfügung gestellt. Auf Basis dieser Informationsaufbereitung konnte eine durchgehend belastbare Zuordnung zu den Robustheitslevel oder Schutzgraden nicht erfolgen. In den hier vorliegenden Ergebnissen der Robustheitsüberprüfung wird deshalb teilweise auch ein weiterer Untersuchungs- oder Bewertungsbedarf ausgewiesen; durch die Abarbeitung dieses Untersuchungs- oder Bewertungsbedarfs ist der Nachweis möglich, dass ein höherer Level oder Schutzgrad erreicht wird. Bei der im Folgenden dargestellten Zuordnung zu Level und Schutzgraden handelt es sich um eine Einschätzung der RSK auf Basis der vorliegenden Informationen.

## **1.1 Bewertungen**

### **1.1.1 Naturbedingte Einwirkungen**

Im Hinblick auf die **Erdbebenauslegung** zeigt sich, dass die betrachteten Anlagen in Gebieten mit seismisch unterschiedlicher Gefährdung liegen und darüber hinaus sich die Auswirkungen in den Anlagen bei auslegungsüberschreitenden Erdbebenstärken unterscheiden.

Der **FR-Mainz** liegt in einem seismisch exponierten Gebiet. Die RSK sieht es anhand der Aussagen des Betreibers als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 (die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage bleiben auch bei einer um eine Stufe erhöhten Intensitätsannahme unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordern) oder 2 (die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage bleiben auch bei einer um zwei Stufen erhöhten Intensitätsannahme unterhalb der Werte, die Katastrophenschutzmaßnahmen erfordern) erfüllt werden können. Nach den zitierten Unterlagen ist eine Kernschmelze bei diesem Reaktortyp auszuschließen. Die Unterlagen lassen aber nicht erkennen, ob die Aussagen des Betreibers zu den maximalen radiologischen Auswirkungen im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt sind. Insofern hängt die mögliche Erfüllung des Levels von der Bestätigung der Aussage des Betreibers durch die atomrechtliche Behörde ab.

Der **BER-II** liegt nach dem Regelwerk zur Auslegung konventioneller Bauwerke (Eurocode 8) außerhalb von definierten Erdbebenzonen. Basierend auf einer deterministischen Vorgehensweise ist am Standort eine Erdbebenintensität von IV (MSK-Skala) zu unterstellen. Durch Einhaltung der gewöhnlichen Bauvorschriften würden auch Belastungen entsprechend der Intensitätsstufe VI ertragen, von einer Gefährdung der vitalen

---

Sicherheitsfunktionen ist nach Meinung der RSK dabei nicht auszugehen. Damit ist Level 2 (Erhalt von vitalen Sicherheitsfunktionen auch bei einer um zwei Stufen erhöhten Intensitätsannahme) erfüllt.

Der **FRM-II** liegt in einem seismisch gering exponierten Gebiet und wurde für eine Erdbebenstärke von VI ½ (MSK-Skala) ausgelegt. Die RSK sieht es anhand der Aussagen des Betreibers als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 und ggf. 2 (Erhalt vitaler Sicherheitsfunktionen auch bei einer um eine bzw. um zwei Stufen erhöhter Intensitätsannahme) erfüllt werden können. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung durch die atomrechtliche Behörde ab.

Zu Einwirkungen durch **Hochwasser** hat die Bewertung der RSK ergeben, dass an den Standorten des **FR-Mainz** und des **BER-II** aufgrund der topografischen Gegebenheiten eine Gefährdung durch Hochwasser auszuschließen ist (Level 3). Am Standort des **FRM-II** können auslegungsüberschreitende Pegelstände zu einem Eindringen von Wasser in sicherheitstechnisch wichtige Gebäude führen. Die für die vitalen Sicherheitsfunktionen erforderlichen Einrichtungen befinden sich ca. 11 m über dem Wasserstand eines 10.000 jährlichen Hochwassers und sind daher nicht von einem auslegungsüberschreitenden Hochwasser betroffen. Dementsprechend erfolgt eine Einstufung in Level 3.

Bezüglich **sonstiger naturbedingter Ereignisse** gehen die Betreiber in ihren Berichten insbesondere auf Einwirkungen durch Sturm, Schneelasten, hohe und tiefe Temperaturen, Starkregen und Blitzeinschlag ein und verweisen zunächst auf die Berücksichtigung der einschlägigen bautechnischen Normen im Rahmen der Errichtung der Anlage und die damit verbundenen Auslegungsreserven sowie auf weitergehende Betrachtungen. Beim **FRM-II** sind darüber hinaus durch die Auslegung des Reaktorgebäudes gegen Flugzeugabsturz zusätzliche Reserven zur Abtragbarkeit mechanischer Lasten aus den hier betrachteten Einwirkungen vorhanden.

Die RSK geht davon aus, dass die Aussagen der Betreiber zu den Auslegungsgrundlagen im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt sind. Bzgl. des **FR-Mainz** ist für die RSK nicht erkennbar, dass die Auslegungsgrundlagen dem aktuellen Stand entsprechen. In Abhängigkeit von ihrem jeweiligen Risikopotenzial sollten die sonstigen naturbedingten Einwirkungen im Hinblick auf ihre Aktualität im Rahmen des Aufsichtsverfahrens bei dieser Anlage überprüft werden. Bzgl. des **BER-II** sieht die RSK keinen weiteren Prüfbedarf unter der Voraussetzung, dass die vom Sachverständigen angesprochenen ergänzenden Prüfungen und Nachrüstungen umgesetzt werden.

### 1.1.2 Postulate

Hinsichtlich der bei Kernkraftwerken untersuchten erweiterten Postulate (lang andauernder Station Blackout – SBO > 2 Stunden, langandauernder Notstromfall und vollständiger Ausfall des Nebenkühlwassers) ist festzustellen, dass bei den Forschungsreaktoren zum Erhalt vitaler Sicherheitsfunktionen keine Nebenkühlwasserversorgung und mit Ausnahme des FRM-II keine Notstromversorgung erforderlich ist. Die erforderliche batteriegestützte Notstromversorgung beschränkt sich beim FRM-II auf eine Zeitspanne von drei Stunden.

---

Dementsprechend ist hinsichtlich der Robustheit zum Erhalt vitaler Sicherheitsfunktionen bei den genannten Postulaten nur die Betrachtung des **SBO für den FRM-II** von Bedeutung. Die vitalen Sicherheitsfunktionen dieser Anlage sind bei einem  $SBO > 2$  Stunden eingehalten. Nach Ansicht der RSK ist das Robustheitskriterium (Versorgung über entsprechende vorhandene Batteriekapazitäten) erfüllt. Darüber hinaus wurde im Rahmen des Genehmigungsverfahrens gezeigt, dass ein vollständiger Ausfall der aktiven Not- und Nachkühleinrichtungen nicht zu einem Schaden am Brennelement führt.

### 1.1.3 Robustheit von Vorsorgemaßnahmen

Vorsorgemaßnahmen (VM) sind Einrichtungen und Maßnahmen in hoher Qualität, die der Verhinderung von Störfällen dienen und die für Störfallbetrachtungen als nicht ausgefallen bewertet werden. Kann deren Versagen bei der Robustheitsbewertung nicht praktisch ausgeschlossen werden, so birgt deren Versagen ein Potential für „cliff edge“ Effekte.

Das Bewertungsthema wurde in den vorliegenden Überprüfungsberichten in unterschiedlicher Tiefe und unterschiedlichem Umfang behandelt. Auf Grund des sehr spezifischen Charakters von Vorsorgemaßnahmen (VM) wurde für jede Anlage eine der jeweiligen VM angemessene spezifische Bewertung vorgenommen.

Beim **FR-Mainz** verweist der Betreiber auf die abdeckende Betrachtung eines Flugzeugabsturzes. Unter der Voraussetzung, dass diese Betrachtungen im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt sind, sieht die RSK die Bewertungskriterien des Levels 1 (die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage bleiben unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordern) als erfüllbar an.

Über diese Bewertung hinaus, sieht die RSK es im Sinne einer Heranführung an den heutigen Stand von W&T aber als sinnvoll an, beim FR-Mainz im Rahmen des Aufsichtsverfahrens alle relevanten Vorsorgemaßnahmen einer systematischen Betrachtung und Bewertung zu unterziehen und dabei auch Einflüsse durch die begrenzte Zuverlässigkeit von administrativen Maßnahmen zu berücksichtigen.

Beim **BER-II** wird im Bericht des Betreibers speziell auf die Möglichkeiten und Folgen anlageninterner Überflutungen, anlageninterner Brände und den Absturz schwerer Lasten eingegangen. Unter Berücksichtigung der Umsetzung einzelner Maßnahmen zur Verbesserung des Schutzes vor anlageninternen Überflutungen sieht die RSK die vorhandenen Vorsorgemaßnahmen für Überflutungsszenarien als ausreichend robust an und für diesen Teilaspekt den Robustheitslevel 2 als erfüllbar an. Bezüglich anlageninterner Brände, sollte nach Meinung der RSK eine Aktualisierung des Brandschutzkonzeptes im Rahmen des Aufsichtsverfahrens durchgeführt werden. Dabei sollte auch eine Betrachtung der Robustheit der Anlage gegenüber anlageninternen Brandszenarien, bei denen die Integrität des Reaktor- und Umsetzbeckens (z. B. Dichtheit der Strahlrohre) betroffen sein könnte, einbezogen werden. Eine begrenzte Kühlkanalblockade mit der Folge eines lokalen Kernschmelzens (unter Wasser) wird bei der Anlage als Auslegungstörfall beherrscht. Eine auslegungsüberschreitende Kühlkanalblockade würde maximal zu einem

---

vollständigen Kernschmelzen unter Wasser führen. Da in diesem Fall keine Notwendigkeit für eine Evakuierung der Bevölkerung außerhalb der Anlage besteht, erfolgt eine Einstufung in Level 1.

Zum **FRM-II** kommt die RSK insgesamt zu dem Ergebnis, dass eine Einstufung der Robustheit der Vorsorgemaßnahmen in die definierten Robustheitslevel auf Basis der vorliegenden Informationen teilweise nicht möglich ist. Dazu wäre die Vorlage zusätzlicher Informationen zu den im Einzelnen angesprochenen Themen – insbesondere zu den möglichen Folgen eines Absturzes schwerer Lasten in das Reaktorbecken sowie zu den Überprüfungspunkten, zu denen derzeit keine Angaben des Betreibers vorliegen – erforderlich. Sofern derzeit nicht vorhanden, sollten hierzu zusätzliche Untersuchungen zu den Vorsorgemaßnahmen entsprechend den Vorgaben der einzelnen Robustheitslevel vorgenommen werden.

#### **1.1.4 Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen (NFM)**

Ziel der jetzigen Sicherheitsüberprüfung war zu klären, wieweit die vorhandenen Notfallmaßnahmen auch unter weitergehenden Annahmen zu erschwerenden Randbedingungen durch Einwirkungen von außen oder zu Ausfallpostulaten wirksam sind und wieweit zusätzliche Notfallmaßnahmen zur weiteren Minimierung des Restrisikos sinnvoll sein könnten oder eine entsprechende Entwicklung von NFM zukünftig erfolgen sollte.

Dabei zeigte sich, dass eine anlagenspezifische Einstufung in Robustheitslevel hier nicht zielführend ist. Deshalb werden zu diesem Thema generische Empfehlungen für eine weitergehende Betrachtung im Rahmen des atomrechtlichen Aufsichtsverfahrens gegeben:

In Abhängigkeit vom Risikopotenzial der Forschungsreaktoren sollte ein anlagenspezifisches Konzept für anlageninterne präventive und mitigative Notfallmaßnahmen (neben den externen Katastrophenschutzmaßnahmen) erstellt oder weiterentwickelt werden. Dabei sollten folgende Punkte einbezogen werden:

- Bei diesem Konzept sollte die Rahmenempfehlung für Notfallmaßnahmen in Kernkraftwerken /1/ unter Berücksichtigung des jeweiligen Gefährdungspotenzials zur Orientierung herangezogen werden. Die festgelegten Notfallmaßnahmen (NFM) sollten im Betriebsreglement als Teil der Wartendokumentation vorliegen oder entwickelt werden. Eine Krisenstabsorganisation sollte in jedem Fall eingerichtet werden.
- Im Rahmen der Weiterentwicklung von NFM sollten auch erschwerende Randbedingungen bei Einwirkungen von Außen, wie weitgehende Zerstörung der Infrastruktur inkl. der Kommunikationseinrichtungen in der Standortumgebung, erschwerte technische und personelle Unterstützung von außen sowie eine Nichtzugänglichkeit und Beeinträchtigung von Arbeitsmöglichkeiten aufgrund Trümmerbildung, Rauchgasen, erhöhter Dosisleistung etc., soweit dies je nach Szenario zu erwarten ist, berücksichtigt werden.

- 
- Im Hinblick auf auslegungsüberschreitende Szenarien mit Verlust von Kühlwasser sollten bei den NFM auch Abdichtungs- und Nachspeisemöglichkeiten für die Becken mit einbezogen werden.
  - Für auslegungsüberschreitende Szenarien, bei denen die vorhandene Instrumentierung zur Überwachung der Reaktorparameter und der Strahlendosis einschließlich deren Energieversorgung als ausgefallen anzunehmen ist, sind dafür ausreichende NFM bereit zu halten.
  - Konzeption von NFM zur Begrenzung von Aktivitätsfreisetzung im Falle von Brennstoffschmelzen.

Darüber hinaus werden auch anlagenspezifische Empfehlungen gegeben. Sie betreffen insbesondere den Erhalt der Integrität der Becken als wichtigste vitale Sicherheitsfunktion.

### 1.1.5 Zivilisationsbedingte Ereignisse

Hinsichtlich eines Flugzeugabsturzes auf einen Forschungsreaktor sieht es die RSK anhand der Aussagen des Betreibers des **FR-Mainz** als möglich an, dass bei dieser Anlage Bewertungskriterien des Schutzgrads 2 (die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage bleiben auch bei maximalen Lastannahmen unterhalb der Werte, die Katastrophenschutzmaßnahmen erfordern) erfüllt werden können. Nach den zitierten Unterlagen ist eine Kernschmelze bei diesem Reaktortyp auszuschließen. Die Unterlagen lassen aber nicht erkennen, ob die Aussagen des Betreibers im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt sind. Insofern hängt die mögliche Erfüllung des Schutzgrades von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung durch die atomrechtliche Behörde ab, wobei auch die Auswirkungen von Treibstoffbränden zu berücksichtigen sind.

Da beim **BER-II** infolge des Absturzes eines Verkehrsflugzeugs oder eines schnellfliegenden Militärflugzeugs auf das Reaktorgebäude ein Kernschmelzen ohne Wasserüberdeckung mit erheblichen radiologischen Auswirkungen (Überschreitung von Eingreifrichtwerten des Katastrophenschutzes für eine Evakuierung der Bevölkerung in der Umgebung der Anlage) nicht ausgeschlossen werden kann, ist keiner der von der RSK für Flugzeugabsturz definierten Schutzgrade erfüllt. Für eine Risikobewertung ist zu berücksichtigen, dass ein unfallbedingter Absturz eines Verkehrsflugzeugs oder Militärflugzeugs auf die Anlage eine sehr geringe Eintrittshäufigkeit hat. Für Einwirkungen durch einen nicht unfallbedingten Flugzeugabsturz gibt es derzeit keine probabilistische Bewertungsbasis. Nach Meinung der RSK sollten weitergehende Überlegungen zur Robustheit des BER-II bezüglich Flugzeugabsturz im Hinblick auf den Erhalt der Wirksamkeit von Notfall- und Katastrophenschutzmaßnahmen unter den Bedingungen eines solchen Ereignisses und deren Verbesserung angestellt werden. Dabei geht es sowohl um Maßnahmen zur Vermeidung eines Kernschmelzens als auch um mitigative Maßnahmen zur Reduzierung einer Freisetzung aus einer Kernschmelze. In diesem Zusammenhang sollten auch die vorhandenen Brandbekämpfungsmaßnahmen dahingehend überprüft werden, ob sie auch geeignet sind Treibstoffbrände, wie sie bei einem Absturz eines großen Verkehrsflugzeugs auf dem Anlagengelände auftreten können, so zu beherrschen, dass die Wirksamkeit von in diesem Szenario relevanten vorgeplanten und ggf. auch weiterentwickelten Notfall- und Katastrophenschutzmaßnahmen nicht wesentlich eingeschränkt wird.

---

Bezüglich des **FRM-II** kommt die RSK aufgrund der Auslegung des Reaktorgebäudes und sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen (mit Lastannahmen nach RSK-Leitlinie), der bau- und anlagentechnischen Gegebenheiten des FRM-II (z. B. entkoppeltes Reaktor- und Absetzbecken, Einrichtungen für vitale Sicherheitsfunktionen nur im Reaktorgebäude) sowie der Erkenntnisse aus einer zusätzlich von der Landesbehörde vorgelegten ergänzenden Unterlage zu den Auswirkungen des gezielten Absturzes eines großen Verkehrsflugzeugs zu der Feststellung, dass die Anlage den Schutzgrad 3 (Schutz gegen Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges) erfüllt.

Hinsichtlich der Abtragung von Lasten aus **Explosionsdruckwellen** sieht es die RSK als möglich an, dass beim **FR-Mainz** Bewertungskriterien des Schutzgrads 2 (die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage bleiben auch bei erhöhten Lastannahmen unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordern) oder des Schutzgrades 3 (keine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen aufgrund der Standortgegebenheiten) bei Vorlage entsprechender Nachweise erfüllt werden können.

Beim **BER-II** kommt die RSK zu der Feststellung, dass der Schutzgrad 1 (Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen bei Einwirkungen von Explosionsdruckwellen, wie sie am Standort der Forschungsreaktoren nach heutigem Kenntnisstand zu unterstellen sind) grundsätzlich erfüllt wird. Sie sieht aber noch ergänzenden Prüfbedarf hinsichtlich der maximalen Transportmengen von Wasserstoff bei der Befüllung des Pufferbehälters und deren Berücksichtigung bei der Bewertung möglicher Auswirkungen von Explosionsmöglichkeiten. Aufgrund der beschriebenen Entfernungen zu potenziellen Unfallorten und der begrenzten Mengen von explosionsfähigen Stoffen innerhalb des Forschungszentrums ist nach Meinung der RSK auch eine Zuordnung zum Schutzgrad 2 (Schutz gegen eine unterstellte erhöhte Lastannahme) oder 3 (keine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen aufgrund der Standortgegebenheiten) möglich. Dies bedarf aber einer weitergehenden Prüfung und Absicherung.

Der **FRM-II** erfüllt den Schutzgrad 1. Die RSK geht auf Basis der Aussagen des Betreibers zur Standortsituation und aufgrund der Auslegung des Reaktorgebäudes gegen Flugzeugabsturz davon aus, dass auch Lastannahmen entsprechend dem Schutzgrad 2 bei entsprechender Nachweisführung beherrscht werden können.

Hinsichtlich des **Eindringens brennbarer Gase** wird hier insbesondere der Lüftungsabschluss der Anlagen betrachtet. Darüber hinaus werden bei diesem Bewertungsthema, sofern nicht schon unter „Vorsorgemaßnahmen“ behandelt, teilweise auch die spezifischen Quellen im Zusammenhang mit Experimenten in der Anlage angesprochen. Bzgl. der Bewertung der Vorsorgemaßnahmen zum Einsatz von Wasserstoff/Deuterium im Bereich einer Kalten Neutronenquelle wird auf den entsprechenden Abschnitt „Vorsorgemaßnahmen“ verwiesen.

Der Betreiber des **FR-Mainz** kommt zu der Feststellung, dass aufgrund der geringen Mengen an explosionsfähigen Stoffen und der räumlichen Gegebenheiten Explosionen in der Anlage nur sehr lokale Auswirkungen haben können. Die RSK kommt anhand der Aussagen des Betreibers sowie ergänzender Aussagen der Behörde zu der Feststellung, dass die Bewertungskriterien des Schutzgrads 3 (keine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen) bei dieser Anlage erfüllt werden.

---

Beim **BER-II** sind aufgrund der geringen Mengen der im Forschungszentrum oder in der Anlage vorhandenen brennbaren Gase, der räumlichen Gegebenheiten und der installierten Überwachungseinrichtungen keine vitalen Sicherheitsfunktionen gefährdet. Insofern sieht die RSK die Bewertungskriterien des Schutzgrads 3 (keine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen) als erfüllt an.

Beim **FRM-II** ergibt sich auf Basis ergänzender Informationen, dass unabhängig von der Standortsituation auch bei einem unterstellten Eindringen brennbarer Gase ein kurzfristiger Eintrag relevanter Gasmengen aufgrund anlagentechnischer Gegebenheiten praktisch ausgeschlossen werden kann und insofern die Bewertungskriterien des Schutzgrads 3 (keine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen) erfüllt werden.

Für eine standortspezifische Berücksichtigung und Bewertung zum **Eindringen toxischer Gase** ist das Verhalten der Anlage bei Ausfall des Wartenpersonals maßgebend.

Nach Ansicht der RSK ist für den **FR-Mainz**, den **BER-II** und den **FRM-II** aufgrund der Anlagentechnik eine Einstufung in den Schutzgrad 2 (kein Ausfall vitaler Sicherheitsfunktionen bei Nichtverfügbarkeit des Personals) zutreffend.

#### **1.1.6 Terroristische Einwirkungen**

Bei den Betrachtungen zum Flugzeugabsturz werden auch nicht unfallbedingte Szenarien einbezogen. Eine Robustheitsbetrachtung zur Verletzung von vitalen Sicherheitsfunktionen durch andere terroristische Einwirkungen wurde durch die RSK nicht vorgenommen.

### **1.2 Fazit**

Aus den Erkenntnissen zum Unfallablauf in Fukushima ist im Hinblick auf die hier betrachteten Forschungsreaktoren festzustellen, dass bei den Anlagen FR-Mainz, BER-II und FRM-II hinsichtlich externer Überflutungsereignisse aufgrund der Standortgegebenheiten und der Anlagenauslegung auch unter extremen Bedingungen die vitalen Sicherheitsfunktionen erhalten bleiben. Bei allen betrachteten Anlagen sind bei einem Ausfall der externen Stromversorgung die vitalen Sicherheitsfunktionen nicht gefährdet.

Darüber hinaus hat die RSK die Robustheit dieser Anlagen für weitere wichtige Bewertungsthemen überprüft. Unter Berücksichtigung des unterschiedlichen und im Vergleich zu Kernkraftwerken wesentlich geringeren Risikopotenzials der Forschungsreaktoren ergeben sich daraus differenzierte Bewertungen mit anlagenspezifisch unterschiedlichen Empfehlungen. Bezüglich der Randbedingungen für Notfallmaßnahmen empfiehlt die RSK bei allen Forschungsreaktoren neben den vorhandenen Katastrophenschutzmaßnahmen die Entwicklung bzw. Weiterentwicklung anlagenspezifischer Konzepte für anlageninterne präventive und mitigative Notfallmaßnahmen sowie einer Krisenstabsorganisation einschl. entsprechender Festlegungen im Betriebsreglement. Beim BER-II sollte das Konzept auch erweiterte Maßnahmen im Hinblick auf Einwirkungen durch Flugzeugabsturz beinhalten.

---

## 2      **Veranlassung und Vorgehensweise**

Basierend auf einer Aufforderung durch den Deutschen Bundestag hat das Bundesumweltministerium (BMU) die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) in ihrer 433. Sitzung am 17.03.2011 gebeten aufgrund der Ereignisse im japanischen Kernkraftwerk Fukushima-I zunächst die deutschen Leistungsreaktoren einer Sicherheitsüberprüfung zu unterziehen. Die zugehörige RSK-Stellungnahme „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“ /2/ vom 16.05.2011 wurde auf der 437. RSK-Sitzung vom 11.-14.05.2011 verabschiedet und ist auf der Internetseite der RSK veröffentlicht (<http://www.rskonline.de>).

In weiterer Umsetzung der Aufforderungen des Deutschen Bundestages hat das BMU die RSK am 07.07.2011 in ihrer 439. Sitzung gebeten, ergänzend zur Sicherheitsüberprüfung der deutschen Kernkraftwerke auch eine Überprüfung von drei in Betrieb befindlichen deutschen Forschungsreaktoren vorzunehmen. Die betroffenen Anlagen sind der Forschungsreaktor Mainz (FR-Mainz) auf dem Gelände der Johannes Gutenberg-Universität Mainz, der Forschungsreaktor Berlin (BER-II) auf dem Gelände des Helmholtz-Zentrums Berlin (HZB) und der Forschungsreaktor München (FRM-II) auf dem Forschungsgelände Garching der Technischen Universität München. Die vorliegende Stellungnahme der RSK stellt die Ergebnisse dieser Überprüfung durch die RSK dar.

Im Unterschied zu den Kernkraftwerken wird in den hier betrachteten Forschungsreaktoren kein elektrischer Strom produziert, sondern man nutzt die bei der Kettenreaktion entstehenden Neutronen für physikalische Experimente oder Anwendungen. Sie dienen insbesondere der wissenschaftlichen und industriellen Forschung zum Verhalten von neuartigen Materialien, medizinischen Anwendungen in der Strahlentherapie sowie zur Herstellung spezieller radioaktiver Isotope für die medizinische Diagnostik und Therapie. Verfahrenstechnisch werden die im Reaktor entstehenden Neutronen unterschiedlicher thermischer Energie (sogenannte heiße oder kalte Neutronen) entweder innerhalb der Reaktorumschließung für Bestrahlungen verwendet oder durch Strahlrohre aus der Reaktorumschließung nach außen in einen Experimentier- oder Anwendungsbereich geleitet. Hinsichtlich der Sicherheit dieser Forschungsreaktoren ist darauf hinzuweisen, dass im Vergleich mit Kernkraftwerken aufgrund des um Größenordnungen geringeren Aktivitätsinventars, der erheblich geringeren Anforderungen an die Nachkühlung der Brennelemente und der sicherheitstechnisch vorteilhaften Betriebsbedingungen im Kühlsystem (niedrige Temperatur und niedriger Druck), das Gefährdungspotenzial dieser Anlagen wesentlich geringer ist.

In Anlehnung an die Zielsetzung und Vorgehensweise der Überprüfung der deutschen Kernkraftwerke leitet die Reaktor-Sicherheitskommission folgenden Überprüfungsbedarf für die deutschen Forschungsreaktoren ab:

- Überprüfung, inwieweit die übergeordneten Schutzziele „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“ und „Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe (Erhalt der Barrieren)“ sowohl im Reaktorbecken als auch in Lagereinrichtungen für bestrahlte Brennelemente bei über die bisher angesetzten Auslegungsanforderungen hinausgehenden Einwirkungen eingehalten werden. Hierzu sind die Robustheit (u. a. vorhandene Auslegungsreserven, baulicher Schutz) der sicherheitsrelevanten Einrichtungen, Komponenten, Gebäude und die Wirksamkeit des gestaffelten Sicherheitskonzepts zu

---

beurteilen. Soweit sich aus dieser Überprüfung Erkenntnisse ergeben, Auslegungsanforderungen zu verändern, werden von der RSK entsprechende Empfehlungen formuliert. Eine generische Überprüfung von Auslegungsanforderungen erfolgt nicht.

- Überprüfung, inwieweit die vitalen Sicherheitsfunktionen zur Einhaltung der Schutzziele (siehe Kap. 4.2) bei über die bisherigen postulierten Szenarien hinausgehenden Annahmen erhalten bleiben. Dabei werden Postulate hinsichtlich der Nichtverfügbarkeit von sicherheitsrelevanten Einrichtungen, wie z. B. längerfristiger Ausfall der Stromversorgung inkl. Notstromversorgung berücksichtigt.
- Überprüfung des erforderlichen Umfangs von anlageninternen Notfallmaßnahmen und deren Wirksamkeit. Dabei werden Umfang und Qualität der Vorplanung für unterstellte Ereignisfolgen wie Ausfall der Kühlung der Brennelemente sowohl im Reaktorbecken als auch in Brennelementlagereinrichtungen, Nichtverfügbarkeit der Stromversorgung, eingetretene massive Brennelementschäden ggf. bis hin zur Kernschmelze, beurteilt. Ferner werden weitgehende Zerstörungen der Infrastruktur und eine Nichtzugänglichkeit aufgrund hoher Ortsdosisleistungen sowie die Verfügbarkeit von Personal mit bewertet.

Ein Schwerpunkt der Überprüfung hinsichtlich der Robustheit aller Einrichtungen und Maßnahmen liegt darin, eine eintretende abrupte Verschlechterung im Ereignisablauf (cliff edges) zu erkennen und ggf. Maßnahmen zu deren Vermeidung abzuleiten (Beispiel: Ausfall der Wärmesenke des Reaktorbeckens infolge Strahlrohrversagen).

In den Betrachtungsumfang hat die RSK weiterhin folgende Themen aufgenommen:

- Naturbedingte Ereignisse wie Erdbeben, Hochwasser, extreme Wetterbedingungen sowie mögliche Überlagerungen.
- Von konkreten Ereignisabläufen unabhängige Postulate, wie z. B. redundanzübergreifende Fehler (gemeinsam verursachte Ausfälle, systematische Fehler), soweit sie für Forschungsreaktoren von sicherheitstechnischer Bedeutung sind.
- Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen, wie z. B. Unverfügbarkeit der Stromversorgung, Wasserstoffbildung und Explosionsgefahr, eingeschränkte Personalverfügbarkeit, Nichtzugänglichkeit aufgrund hoher Strahlenpegel, erschwerte technische Unterstützung von außen.
- Darüber hinaus werden wegen übergreifender Aspekte zivilisatorisch bedingte Ereignisse wie z. B. Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle, gezielter Angriff auf sicherheitsrelevante Einrichtungen in den Betrachtungsumfang einbezogen.

Eine solche Überprüfung der Forschungsreaktoren hinsichtlich ihres Verhaltens bei gegenüber der Auslegung höheren Einwirkungen und bei postulierten Nichtverfügbarkeiten von Sicherheitseinrichtungen wurde bisher nur für einzelne Fragenkomplexe vorgenommen. Eine systematische Überprüfung der Robustheit der

---

Forschungsreaktoren im Sinne eines Stresstests wurde wie bei den Kernkraftwerken erstmalig vorgenommen. Beim FR-Mainz handelt es sich um einen international in vielen Ländern eingesetzten Reaktortyp, der in den 1950er Jahren in den USA entsprechend den seinerzeit gültigen Sicherheitsanforderungen unter Berücksichtigung der geringen Leistung des Reaktors entwickelt wurde. Die Anlagenauslegung der anderen betrachteten Forschungsreaktoren BER-II und FRM-II orientierte sich am bestehenden Regelwerk für Kernkraftwerke, dem das Sicherheitsebenen-Konzept „defence in depth“ zu Grunde liegt. Dieses ist im Wesentlichen deterministisch aufgebaut. Probabilistische Bewertungen ergänzen dieses Konzept. In diesem Ansatz wurden insbesondere systematische Fehler oder Mehrfachausfälle berücksichtigt, nicht aber höhere Einwirkungen wie in diesem Stresstest. Daher bedarf es, wie bei dem Stresstest für Kernkraftwerke, bezüglich der Bewertungskriterien einer Neudefinition durch die RSK. Aufgrund des gegenüber Kernkraftwerken erheblich geringeren Aktivitätsinventars und Freisetzungspotenzials sowie der spezifischen anlagentechnischen Besonderheiten der Forschungsreaktoren können die für Kernkraftwerke entwickelten Bewertungskriterien nicht generell übernommen werden, sondern bedurften teilweise einer spezifischen Entwicklung und Anpassung (siehe Kap. 4).

Auch in dieser Stellungnahme dienen die für die Forschungsreaktoren ausgewiesenen Bewertungskriterien allein einer Differenzierung hinsichtlich der vorhandenen Reserven und stellen keine Sicherheitsanforderungen im Sinne eines Regelwerks dar. Wie bei der Sicherheitsüberprüfung für die Kernkraftwerke wurde kein Satz von Bewertungskriterien zur ganzheitlichen Bewertung der Anlagen entwickelt, sondern es wurden die themenspezifischen Kriterien für die Kernkraftwerke weitgehend adaptiert. Die Sachverhalte müssen demzufolge immer themenspezifisch bewertet werden.

Zum Beginn der Überprüfung der Forschungsreaktoren lag den Betreibern dieser Anlagen nur der von der RSK entwickelte Anforderungskatalog für anlagenbezogene Überprüfungen deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan) /3/ vor. Aufgrund dieser Bedingungen sind die von den Betreibern vorgelegten Überprüfungsberichte nicht auf die hier ausgewiesenen speziellen Bewertungskriterien abgestimmt.

Der RSK wurden viele Informationen in heterogener Form zur Verfügung gestellt. Auf Basis dieser Informationsaufbereitung konnte zum jetzigen Zeitpunkt eine durchgehend belastbare Zuordnung zu den Robustheitslevel oder Schutzgraden nicht erfolgen. In den hier vorliegenden Ergebnissen der Robustheitsüberprüfung wird deshalb teilweise auch ein weiterer Untersuchungs- oder Bewertungsbedarf ausgewiesen. Bei der im Folgenden dargestellten Zuordnung zu Level und Schutzgraden handelt es sich um eine Einschätzung der RSK auf Basis der vorliegenden Informationen.

Der konzeptionelle Ansatz der Bewertungskriterien entspricht demjenigen der Kernkraftwerke. Auch bei den Forschungsreaktoren wurde eine Staffelung vorgenommen. Je höher die Reserven gegen Einwirkungen auf die Anlage hinsichtlich der Einhaltung der Schutzziele ausgewiesen werden können, umso höher ist der Robustheitsgrad. Dabei wird im Rahmen der Robustheitsüberprüfung unterschieden zwischen den **Robustheitslevel** für naturbedingte Einwirkungen, erweiterte Postulate, Ausfall von Vorsorgemaßnahmen sowie für die erschwerte Durchführung von Notfallmaßnahmen und den **Robustheitsschutzgraden** für die ergänzend zu betrachtenden zivilisatorisch bedingten Einwirkungen. Im Unterschied zu den

---

Bewertungskriterien für Kernkraftwerke wurde bei den hier ausgewiesenen Level und Robustheitsgraden auch das unterschiedliche Risikopotenzial der Forschungsreaktoren mit berücksichtigt.

Als Basis der Robustheitsüberprüfung setzt die RSK voraus, dass die betrachteten Forschungsreaktoren dem aktuellen genehmigten Zustand entsprechen und die in den Aufsichtsvorgängen als sicherheitstechnisch wichtig identifizierten Verbesserungsmaßnahmen vollständig umgesetzt sowie ggf. identifizierte Nachweisdefizite behoben sind. Eine Überprüfung, ob diese Voraussetzungen vorliegen, wurde im Rahmen dieser Robustheitsprüfung seitens der RSK nicht vorgenommen. Die Bestätigung der Erfüllung dieser Voraussetzungen gehört zu den regelmäßigen Aufgaben der Aufsichts- und Genehmigungsbehörden.

### **3           Beratungsablauf**

Mit Schreiben vom 02.08.2011 hat das BMU die Aufsichtsbehörden der Bundesländer darum gebeten, die Sicherheitsüberprüfung der Forschungsreaktoren in Anlehnung an die Sicherheitsüberprüfung der Leistungsreaktoren durchzuführen und insbesondere den der RSK-Stellungnahme zugrundeliegenden Bewertungsmaßstab für die Robustheit heranzuziehen.

Die RSK hat in ihrer 440.Sitzung vom 16.09.2011 für die Arbeiten zur Bewertung der kerntechnischen Anlagen u. a. die Ad-hoc-Arbeitsgruppe (AG) FORSCHUNGSREAKTOREN ins Leben gerufen. In ihrer ersten Sitzung am 11.10.2011 hat die Ad-hoc-AG einen Entwurf für Bewertungskriterien der deutschen Forschungsreaktoren erarbeitet.

Die von den Landesbehörden zugesandten Überprüfungsberichte der Betreiber lagen zur zweiten Sitzung der Ad-hoc-AG am 25.11.2011 vollständig vor. Für den FR-Mainz liegt der RSK ein Schreiben /4/ der Landesbehörde vor, nach dem sich diese Behörde den Aussagen des Betreibers anschließt. Für den BER-II erfolgte im Auftrag der Landesbehörde eine detaillierte Begutachtung anhand eines eigenen Bewertungsberichts durch eine von der Behörde zugezogene Sachverständigenorganisation (TÜV-Rheinland). Dieser Bericht liegt der RSK ebenfalls vor /5/ und wurde bei ihren Bewertungen zugrunde gelegt. Bezüglich des FRM-II liegt der RSK ein Schreiben des TÜV SÜD an die bayerische Landesbehörde /6/ vor, in dem bestätigt wird, dass die Ausführungen des Betreibers im Wesentlichen vollständig, plausibel und nachvollziehbar und damit grundsätzlich als Basis für eine Sicherheitsüberprüfung geeignet sind.

Neben der Überarbeitung der Bewertungskriterien wurden in der ersten Sitzung der Ad-hoc-AG die wesentlichen Eckdaten und erste Bewertungen für einen Beitrag zur Überprüfung der Forschungsreaktoren im Rahmen einer abschließenden Stellungnahme der RSK diskutiert. In ihrer Sitzung vom 15.12.2011 hat die RSK beschlossen, eine eigenständige Stellungnahme zum Stresstest der Forschungsreaktoren zu erstellen. Bei den beiden nächsten Sitzungen der Ad-hoc-AG am 16.12.2011 und am 18.01.2012 wurde der Entwurf einer eigenständigen Stellungnahme „RSK-SÜ-FR“ beraten und im Weiteren eine Entwurfsfassung für die Beratung in der RSK am 29.02. und 01.03.2012 erarbeitet. Die aus dieser Beratung resultierten Änderungen wurden in der nachfolgenden Fassung berücksichtigt. Darüber hinaus wurden von den jeweiligen Landesbehörden ergänzende Unterlagen vorgelegt, die bei einer Sondersitzung der „RSK-SÜ-FR“ am 27.04.2012 zur Vorbereitung des Entwurfs für die Beratung in der RSK am 03.05.2012 einbezogen

---

wurden. Der daraus resultierende Entwurf der Stellungnahme wurde von der RSK in der 447. Sitzung am 03.05.2012 beraten und mit Änderungen verabschiedet.

## **4 Bewertungskriterien für Forschungsreaktoren**

### **4.1 Vorbemerkung**

Die Betreiber der hier betrachteten Forschungsreaktoren haben ihren Überprüfungsberichten die Struktur der RSK-Stellungnahme für Kernkraftwerke /2/ zu Grunde gelegt.

Aufgrund der erheblichen Unterschiede im Aktivitätsinventar, dem Freisetzungspotenzial und in der Anlagentechnik zwischen Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren sind die von der RSK für Kernkraftwerke entwickelten Bewertungskriterien auf die Forschungsreaktoren aber nur teilweise anwendbar und wurden deshalb im Rahmen der Beratung der RSK für die Bewertung der Forschungsreaktoren angepasst. Den Bewertungskriterien für die hier betrachteten Forschungsreaktoren wurden die für diese Anlagen relevanten vitalen Sicherheitsfunktionen zugrunde gelegt.

Entsprechend dem Beratungsauftrag des BMU werden die Forschungsreaktoren FR-Mainz, BER-II und FRM-II überprüft. Diese Forschungsreaktoren unterscheiden sich im Reaktortyp und in ihrer thermischen Leistung und lassen sich durch nachfolgende Merkmale kurz charakterisieren:

#### **4.1.1 Merkmale des FR-Mainz**

Forschungsreaktor vom Typ TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomic), der den sogenannten „Schwimmbad-/Poolreaktoren“ zuzuordnen ist.

Thermische Reaktorleistung max. 100 kW im Dauerbetrieb, über 30 ms max. 250 MW im Pulsbetrieb.

Aktivitätsinventar ca. vier Größenordnungen geringer als bei einem Kernkraftwerk.

Kernaufbau: 75 zylindrische Brennelemente (ca. 72 cm lang, Durchmesser ca. 4 cm) mit niedriger Anreicherung (< 20 % U235). Die Regelung des Reaktors erfolgt über 2 Kontrollstäbe aus Borcarbid und einen Pulsstab aus Borgraphit.

Anordnung des Reaktorkerns in einem drucklosen wassergefüllten und nach oben offenen Aluminiumtank (Reaktorbecken) mit Betonabschirmung (Wanddicke im Kernbereich 2,5 m). Tank und Betonabschirmung werden auf Kernhöhe von mehreren Strahlrohren durchdrungen, die zur Weiterleitung der bei der Spaltung von U-235 entstehenden Neutronen dienen sowie eine experimentelle Einrichtung zur Produktion von ultrakalten Neutronen (Ultrakalte Neutronenquelle) enthalten.

Kühl- und Reinigungssysteme für das Kühlwasser haben ausschließlich betriebliche Funktionen.

---

Der Sicherheitseinschluss erfolgt durch Unterdruckhaltung in der Reaktorhalle während des Anlagenbetriebs und durch Lüftungsabschluss bei Störfällen.

Abgebrannte BE werden in speziellen Lagergruben gelagert.

#### **4.1.2 Merkmale des BER-II**

Forschungsreaktor vom Typ „Schwimmbad-/Poolreaktor“.

Thermische Reaktorleistung 10 MW.

Aktivitätsinventar ca. zwei Größenordnungen geringer als bei einem Kernkraftwerk.

Kernaufbau: 30 Brennelemente, davon sechs sogenannte ebenfalls brennstoffhaltige Kontrollelemente. Diese Elemente (Querschnittsmaße: ca. 76 mm x 80 mm) bestehen jeweils aus 23 bzw. 17 dünnen Brennstoffplatten mit Kühlspalten. Der Brennstoff mit niedriger Anreicherung (< 20 % U235) ist mit Aluminium vermischt, die äußere Schicht (Cladding) besteht aus einer Aluminiumlegierung. In die sechs Kontrollelemente sind fahrbare Gabelabsorber als Regel- und Abschaltstäbe eingebracht, die jeweils aus zwei Absorberplatten aus Silber-Indium-Cadmium oder Hafnium bestehen. Der Reaktorkern hängt in einer Tiefe von 8 m unterhalb des Wasserspiegels in einem nach oben offenen wassergefüllten Becken aus Schwerbeton (Wanddicke im Kernbereich 2,1 m) mit Aluminiumauskleidung. Dieses Becken wird auf Kernhöhe von mehreren Strahlrohren durchdrungen, die zur Weiterleitung der bei der Spaltung von U-235 entstehenden Neutronen dienen sowie eine experimentelle Einrichtung zur Produktion von kalten Neutronen (Kalte Neutronenquelle) enthalten. In der Betriebsposition ist der Kern von massiven Berylliumblöcken als Reflektor umgeben. Der Kern kann im abgeschalteten Zustand aus dieser Betriebsposition in ein benachbartes Absetzbecken überführt werden.

Die im Betrieb anfallende Wärme wird über drei hintereinander geschaltete Kühlkreisläufe an die Umgebungsluft abgegeben. Der Primärkreislauf befindet sich vollständig im Reaktorbecken. Zur spezifikationsgemäßen Nachwärmeabfuhr ist für 60 s nach Abschaltung ein batteriegestützter Weiterbetrieb von zwei der drei Primärumschleppumpen erforderlich. Danach kann bei Ausfall der Zwangsumwälzung die Kühlung durch Naturkonvektion (selbsttätiges Öffnen von zwei Umlaufklappen) mit dem Beckenwasser als Wärmesenke sichergestellt werden.

Der Sicherheitseinschluss erfolgt durch Unterdruckhaltung in der Reaktorhalle während des Anlagenbetriebs und durch Lüftungsabschluss (Gebäudeabschluss) bei Störfällen. Die Unterdruckhaltung kann auch bei Störfällen durch notstromgesicherte Lüftungsanlagen aufrechterhalten werden.

In einem dritten wassergefüllten Becken (sogenanntes Umsetzbecken, unterirdisch in der Experimentierhalle angeordnet) gibt es acht Lagergestelle für bestrahlte Brennelemente sowie Abstellflächen für den internen und externen Transportbehälter.

---

### 4.1.3 Merkmale des FRM-II

Forschungsreaktor vom Typ „Schwimmbad-/Poolreaktor“.

Thermische Reaktorleistung 20 MW, Aktivitätsinventar ca. zwei Größenordnungen geringer als bei einem Kernkraftwerk.

Kernaufbau: 1 Brennelement, das aus 113 evolventenförmigen Brennstoffplatten besteht, die mit zwei konzentrischen Tragrohren verschweißt sind. Ein Brennelement enthält ca. 8 kg Uran mit einer hohen Anreicherung von ca. 93 % U235. Die Brennstoffplatten enthalten eine Mischung aus Aluminium und einer Uran-Silizium-Verbindung, die von einem Cladding aus Aluminium eingeschlossen ist. Die Leistungsregelung des Kerns erfolgt mit einem zentral im inneren Tragrohr angeordneten Regelstab mit Hafnium als Absorbermaterial. Die Abschaltsicherheit ist zusätzlich durch ein unabhängiges Abschaltssystem mit 5 Abschaltstäben aus Hafnium im Moderatortank gegeben.

Das Brennelement ist in dem im Becken befindlichen Primärkreislauf eingeschlossen und wird mit H<sub>2</sub>O gekühlt. In den das Brennelement umschließenden Moderatortank, der mit schwerem Wasser gefüllt ist und auch experimentelle Einrichtungen zur Produktion von kalten oder heißen Neutronen (Kalte bzw. Heiße Neutronenquelle) enthält, binden die Strahlrohre zur Weiterleitung der bei der Spaltung von U-235 entstehenden Neutronen ein. Die gesamte Konfiguration ist im nach oben offenen wassergefüllten Reaktorbecken mehrere Meter unterhalb des Wasserspiegels angeordnet. Das Brennelement kann im abgeschalteten Zustand nach Öffnen des Primärkreislaufes aus dieser Betriebsposition in ein benachbartes Absetzbecken überführt werden, in dem auch die bereits bestrahlten Brennelemente gelagert werden.

Die im Betrieb anfallende Wärme wird über drei hintereinander geschaltete Kühlkreisläufe an die Umgebungsluft abgegeben. Der Primärkreislauf befindet sich im Reaktorbecken (Stahlbeton mit innerer Stahlauskleidung) und in der Primärzelle. Zur Nachwärmeabfuhr ist für 100 s nach Abschaltung ein Auslaufen der Primärpumpen (mit Schwungmassen) erforderlich. Danach stehen zur spezifikationsgemäßen Nachwärmeabfuhr drei batterieversorgte Not-/Nachkühlpumpen zur Verfügung, die drei Stunden betrieben werden müssen. Danach kann die Kühlung durch Naturkonvektion (selbsttätiges Öffnen von zwei Naturumlaufklappen) mit dem Beckenwasser als Wärmesenke sichergestellt werden.

Der Sicherheitseinschluss erfolgt durch Unterdruckhaltung in der Reaktorhalle während des Anlagenbetriebs und durch Lüftungsabschluss (Gebäudeabschluss) bei Störfällen. Die Unterdruckhaltung kann auch bei Störfällen durch notstromgesicherte Lüftungsanlagen aufrechterhalten werden.

### 4.2 Vitale Sicherheitsfunktionen der hier betrachteten Forschungsreaktoren

Für die Forschungsreaktoren werden nachfolgend die anlagenspezifisch in Betracht zu ziehenden vitalen Sicherheitsfunktionen mit Bezug zu den übergeordneten Schutzziele aufzeigt.

- 
- Kontrolle der Reaktivität
    - **Inhärent sichere Kernauslegung**
    - **Sicherstellung der Reaktorabschaltung** beim Erreichen von Leistungsgrenzwerten durch zuverlässige und ausreichend schnelle Abschalteinrichtungen mit Anregung durch ein Reaktorschutzsystem bzw. Kontrollsystem. Die Auslegung der Abschalteinrichtungen muss auch die Beeinflussung des neutronenphysikalischen Verhaltens durch Experimentiereinrichtungen berücksichtigen.
    - **Erhaltung der Unterkritikalität** durch Ausschluss einer unzulässigen Handhabung von Brennelementen (*FRM-II hat nur ein BE*) und Steuerelementen bei abgeschalteter Anlage.
  
  - Kühlung der Brennelemente
    - **Sicherstellung des Wasserinventars in den Becken** (Reaktorbecken, BE-Becken)
      - **Sicherstellung der Integrität der Becken** (in der Regel miteinander verbundene Becken für den Reaktor und für nicht im Reaktor befindliche BE (neue und bestrahlte BE))
      - **Sicherstellung der Strahlrohrintegrität** (VM-Maßnahme: mehrfache Barrieren zur Verhinderung von Wasserverlust)
      - **Begrenzung des Wasserverlustes bei Lecks in Anschlussleitungen** (keine Notkühlsysteme zur Kühlwasserergänzung vorgesehen)
    - **Sicherstellung eines ausreichenden Wärmetransportes zwischen den BE und dem Kühlwasser**
      - **Verhinderung einer vollständigen Kühlkanalblockade** (VM-Maßnahme)
      - **Ggf. passive Maßnahmen zur Sicherstellung eines Naturumlaufs** im Bereich der Brennelemente
      - **Ggf. zeitlich begrenzte Notnackkühlung durch aktive Kühlsysteme** (nur Umwälzung, keine Einspeisung) nach RESA
    - **Sicherstellung einer Wärmesenke** (ist nach Reaktorabschaltung durch das Wasserinventar der Becken gegeben, eine sekundärseitige Wärmesenke mit aktiven Kühlsystemen, z. B. einem Nebenkühlwassersystem, ist bei diesen Forschungsreaktoren nicht erforderlich)
  
  - Einschluss radioaktiver Stoffe (Erhalt der Barrieren, Begrenzung der Freisetzung)
    - **Sicherstellung der Barrierefunktion der BE** (im Hinblick auf Brennstoffmatrix und Cladding)
    - **Sicherstellung einer ausreichenden Wasserüberdeckung der BE**
    - **Erhalt des Sicherheitseinschlusses** und dessen Wirksamkeit bei Störfällen und bei Unfällen in Abhängigkeit vom Aktivitätsinventar und Freisetzungspotential

Über die betrachteten Schutzziele und vitale Sicherheitsfunktionen hinaus sollte für alle Anlagen unter Robustheitsgesichtspunkten auch die

**„Funktion einer ausreichenden Instrumentierung zur Überwachung der Reaktorparameter und der Strahlendosis“**

in den Überprüfungsumfang einbezogen werden, weil diese Funktion eine Voraussetzung für die Einleitung wirksamer Notfallmaßnahmen ist.

---

### 4.3 Themenspezifische Bewertungskriterien

Die nachfolgend beschriebenen Bewertungskriterien für die Forschungsreaktoren lagen bei der Erstellung der Überprüfungsberichte durch die Betreiber noch nicht vor. Aufgrund dieser Bedingungen sind die von den Betreibern vorgelegten Überprüfungsberichte nicht auf diese Bewertungskriterien abgestimmt. Teilweise wurden von den Betreibern die Bewertungskriterien für Kernkraftwerke mit herangezogen, wobei diese aber in vielen Punkten als nicht zutreffend dargestellt wurden. Bei den nachfolgend dargestellten Bewertungskriterien werden in der Regel themenspezifisch jeweils zwei bis drei Level bzw. Schutzgrade definiert.

Den einzelnen Level werden themenspezifisch jeweils die wichtigsten Basiskriterien, wie sie sich aus dem Sicherheitskonzept der betrachteten Forschungsreaktoren ergeben, kurz vorangestellt. Bei den Level 1 bis 2 oder 3 werden Kriterien an den Robustheitsgrad bei Einwirkungen definiert, die den Basislevel überschreiten. Ein Robustheitsgrad gilt als erfüllt, sofern die erforderlichen vitalen Sicherheitsfunktionen zur Vermeidung von „cliff edge“ Bedingungen (z. B. mit Folge massiver Brennelementschäden oder mit radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage, so dass eine Evakuierung der Bevölkerung erforderlich ist) nicht gefährdet werden.

Bei der Bewertung der Kernkraftwerke hinsichtlich äußerer oder innerer Einwirkungen erfolgte eine Einstufung in die Level und Schutzgrade in Abhängigkeit von unterschiedlichen mechanischen und thermischen Lastannahmen und dem damit korrelierten Schutzniveau der Anlagen aufgrund deren Auslegung bzw. aufgrund vorhandener Sicherheitsreserven zur Abtragbarkeit der Lasten. Dabei konnte davon ausgegangen werden, dass das zu schützende Aktivitätsinventar im Reaktorkern und im BE-Nasslager von der Größenordnung her bei den betrachteten deutschen Kernkraftwerken etwa gleich ist. Die hier betrachteten Forschungsreaktoren haben im Vergleich zu den betrachteten Kernkraftwerken ein wesentlich geringeres Aktivitätsinventar und unterscheiden sich darüber hinaus auch deutlich in der Größe dieses Aktivitätsinventars und dessen Freisetzungspotenzials. Für das Freisetzungspotenzial ist dabei entscheidend, ob es infolge eines solchen Ereignisses beim ungünstigsten Schadensszenario zu einem Kernschmelzen kommen kann, bzw. ob die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage eine katastrophale Bedeutung haben oder nicht. Als Kriterium für katastrophale Auswirkungen wird hier die Notwendigkeit einer Evakuierung der Bevölkerung in der Umgebung der Anlage entsprechend den Eingreifrichtwerten der Katastrophenschutzplanung verwendet. Deshalb beinhalten die nachfolgend beschriebenen Level/Schutzgrade auch eine Abstufung des Risikopotenzials der hier betrachteten Forschungsreaktoren anhand der potenziellen radiologischen Auswirkungen bei einem ereignisbedingtem Versagen von sicherheitsrelevanten Einrichtungen und Gebäuden.

Die Level bzw. Schutzgrade werden nachfolgend themenspezifisch definiert:

---

### 4.3.1 Erdbeben

#### *Basislevel*

Die Sicherheit der Anlage ist für die nach Stand von Wissenschaft und Technik für den Standort zu berücksichtigende Erdbebenstärke nachgewiesen.

#### *Level 1*

Es werden Auslegungsreserven derart ausgewiesen, dass auch bei einer um eine Intensitätsstufe erhöhten Intensität die vitalen Sicherheitsfunktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt sind. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

Alternativ:

Infolge eines solchen Erdbebens bleiben die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordern.

#### *Level 2*

Es werden Auslegungsreserven derart ausgewiesen, dass auch bei einer um zwei Intensitätsstufen erhöhten Intensität die vitalen Sicherheitsfunktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt sind. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

Alternativ:

Infolge eines solchen Erdbebens bleiben die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage unterhalb der Werte für Katastrophenschutzmaßnahmen.

### 4.3.2 Hochwasser

#### *Basislevel*

Die Sicherheit der Anlage ist für das nach Stand von Wissenschaft und Technik für den Standort zu berücksichtigende Bemessungshochwasser nachgewiesen.

#### *Level 1*

Es werden Auslegungsreserven gegenüber dem im Basislevel festgelegten Bemessungshochwasser derart ausgewiesen, dass bei einem um den Faktor 1,5 höheren Abfluss gegenüber dem Bemessungshochwasser sowie bei unterstelltem Versagen von Staustufen soweit deren Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache begründbar sind, Deichen o. ä. und dem daraus resultierenden Pegel der Erhalt der vitalen

---

Sicherheitsfunktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt ist. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

### ***Level 2***

Zusätzlich zu Level 1 werden Auslegungsreserven gegenüber dem im Basislevel festgelegten Bemessungshochwasser derart ausgewiesen, dass bei einem um den Faktor 2 höheren Abfluss gegenüber dem Bemessungshochwasser und dem daraus resultierenden Pegel der Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen zur Einhaltung der Schutzziele sichergestellt ist. Dabei können auch wirksame Notfallmaßnahmen berücksichtigt werden.

### ***Level 3***

Aufgrund der Topographie oder der Anlagenauslegung ist eine Einwirkung durch Hochwasser mit Ausfall von vitalen Sicherheitsfunktionen praktisch ausgeschlossen. Temporäre Maßnahmen werden dabei nicht berücksichtigt.

#### **4.3.3 Sonstige naturbedingte Einflüsse**

Spezielle Robustheitslevel wurden dazu von der RSK nicht entwickelt. Die Betreiber haben dieses Thema mit in ihre Überprüfungen einbezogen.

#### **4.3.4 Von konkreten Ereignisabläufen unabhängige erweiterte Postulate: Station Blackout**

Die RSK hat bei der anlagenspezifischen Sicherheitsüberprüfung der Forschungsreaktoren – im Gegensatz zur entsprechenden Untersuchung der deutschen Kernkraftwerke - nur die Robustheit gegen den Eintritt eines „Station Blackout“ (SBO) bzw. bei einem lang andauernden (> 2 Stunden) SBO abgeprüft. Der Verlust des Nebenkühlwassers oder der lang andauernde Notstromfall (> 72 Stunden) ist für die hier betrachteten Forschungsreaktoren nicht relevant.

### ***Basislevel***

Zur Vermeidung von SBO sind vorhanden

- a. Netzanbindung und
- b. eine Notstromerzeugungsanlage entsprechend den Anforderungen der Genehmigung

---

### ***Postulat***

Ausfall der Einrichtungen a. und b. > zwei Stunden

Die Robustheit ist gegeben, wenn

- eine Stromversorgung der sicherheitstechnisch notwendigen Einrichtungen für den Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen über eine zusätzliche diversitär aufgebaute Notstromversorgung sichergestellt werden kann

oder

- bei postuliertem Ausfall der Einrichtungen des Basislevels bis zu dem Zeitpunkt, für den vitale Sicherheitsfunktionen einer Stromversorgung bedürfen, diese Versorgung über entsprechende vorhandene Batteriekapazitäten sichergestellt werden kann.

#### **4.3.5 Robustheit von Vorsorgemaßnahmen**

Vorsorgemaßnahmen (VM) sind Einrichtungen und Maßnahmen in hoher Qualität, die der Verhinderung von Störfällen dienen und die für Störfallbetrachtungen als nicht ausgefallen bewertet werden. Kann deren Versagen bei der Robustheitsbewertung nicht praktisch ausgeschlossen werden, so birgt deren Versagen ein Potential für „cliff edge“ Effekte.

Nachfolgend werden die aus Sicht der RSK für die vorliegende Robustheitsüberprüfung relevanten VM bzgl. der Forschungsreaktoren benannt. Diese sind anlagenspezifisch zu überprüfen.

- VM zur Verhinderung raumübergreifender Brände insbesondere in den Gebäuden, in denen in benachbarten Räumen sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen und hohe Brandlasten und Zündquellen vorhanden sind.
- VM zur Verhinderung von auslegungüberschreitenden Kühlkanalblockaden
- VM zur Verhinderung des Integritätsverlustes von Reaktor- und BE-Becken mit der Folge eines Wasserverlusts und eines Ausfalls der BE-Kühlung wie
  - mehrfache Barrieren im Bereich der Strahlrohre,
  - aktive Isolierungsmaßnahmen bei Lecks in Anschlussleitungen,
  - VM gegen Absturz, Anprall oder Kippen schwerer Lasten z. B. auf oder in das Reaktor- und Brennelementlagerbecken sowie im Bereich der Strahlrohre zur Verhinderung von größeren Brennelementschäden oder des Ausfalls der Brennelementkühlung infolge größerer Wasserverluste aus den Becken,

- 
- VM zur Verhinderung von anlageninternen Explosionen<sup>1</sup>,
  - VM zur Verhinderung von anlageninternen Überflutungen mit sicherheitsrelevanten Auswirkungen und
  - VM zur Verhinderung von unzulässigen Reaktivitätsänderungen durch Handhabungsfehler im Bereich des Reaktorbeckens (z. B. Einsatz unzulässiger Materialien, Fehlbedienungen, Einfluss von Experimentiereinrichtungen).

Die für die Bewertung der VM zu betrachtenden Annahmen betreffen übergreifende Einwirkungen von innen (EVI), Fehlhandlungen des Personals wie Fehlbedienungen sowie unzureichende oder fehlerhafte Freischaltmaßnahmen.

Die Beurteilung der einzelnen VM erfolgt anhand des nachfolgenden Level-Schemas.

### ***Basislevel***

Das Vorhandensein der o. g. VM-Maßnahmen entsprechend dem Stand der Genehmigung der Anlage. Es liegen keine Betriebserfahrungen vor, die dem VM-Ansatz widersprechen.

### ***Level 1***

Der Ausfall bzw. die Nichtwirksamkeit der VM, zu deren Wirksamkeit administrative Vorgaben oder aktive Einrichtungen erforderlich sind, wird unterstellt. Das Versagen dieser VM gefährdet vitale Sicherheitsfunktionen. Die Schutzziele können mit Hilfe von Notfallmaßnahmen, die in der jeweiligen Situation wirksam sind, eingehalten werden.

Alternativ:

Infolge der Ausfalls bzw. der Nichtwirksamkeit der VM bleiben die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordern.

### ***Level 2***

Der Ausfall bzw. die Nichtwirksamkeit der VM kann praktisch ausgeschlossen werden oder die Folgen des Ausfalls führen zu keinem Verlust von vitalen Sicherheitsfunktionen.

## **4.3.6 Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen**

Zusätzlich zur vorhandenen Auslegung der Anlagen für die drei ersten Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts wurden in deutschen Kernkraftwerken mit anlageninternen Notfallmaßnahmen (NFM)

---

<sup>1</sup> Diese Maßnahmen werden teilweise unter dem Thema „Einwirkung brennbarer Gase“ behandelt.

---

Möglichkeiten geschaffen, um selbst bei auslegungsüberschreitenden Annahmen und Szenarien gravierende Auswirkungen auf die Umgebung zu vermeiden, so dass mit diesen Maßnahmen die Robustheit des gestaffelten Sicherheitskonzepts weiter erhöht wurde. Bei den hier betrachteten Forschungsreaktoren sind der Umfang und die Art von vorgesehenen NFM unterschiedlich.

Ziel der jetzigen Sicherheitsüberprüfung war zu klären,

- inwieweit die ggf. vorhandenen NFM auch unter weitergehenden Annahmen zu erschwerenden Randbedingungen durch Einwirkungen von außen wirksam sind,
- inwieweit zusätzliche NFM sinnvoll sein könnten.

Dabei zeigte sich, dass eine anlagenspezifische Einstufung in Robustheitslevel hier nicht zielführend ist. Deshalb werden in Kap. 5 generische Hinweise für eine weitergehende Betrachtung im Rahmen des Aufsichtsverfahrens gegeben.

#### **4.3.7 Flugzeugabsturz**

##### ***Schutzgrad 1***

Schutzniveau des Reaktorgebäudes sowie Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen bei einer Last-Zeit-Funktion sowie einem Treibstoffbrand eines kleinen Verkehrsflugzeuges (Abgrenzung zu Kleinflugzeugen mit einer Gesamtmasse kleiner 2 Mg).

Alternativ:

Infolge des Absturzes eines Flugzeugs dieser Flugzeugklasse und dem damit verbundenen Treibstoffbrand bleiben die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage auch bei Ausfall von vitalen Sicherheitsfunktionen unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordern.

##### ***Schutzgrad 2***

Schutzniveau des Reaktorgebäudes auf Basis der Last-Zeit-Funktion gemäß RSK-Leitlinien sowie Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen bei einer Last-Zeit-Funktion sowie einem Treibstoffbrand eines mittleren Verkehrsflugzeuges.

Alternativ:

Infolge des Absturzes eines Flugzeugs dieser Flugzeugklasse und dem damit verbundenen Treibstoffbrand bleiben die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage auch bei Ausfall von vitalen Sicherheitsfunktionen unterhalb der Werte für Katastrophenschutzmaßnahmen.

---

### ***Schutzgrad 3***

Schutzniveau des Reaktorgebäudes auf Basis der Last-Zeit-Funktion gemäß RSK-Leitlinien sowie Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen bei einer Last-Zeit-Funktion sowie einem Treibstoffbrand eines großen Verkehrsflugzeuges.

#### **4.3.8 Gasfreisetzung**

Dieses Thema wird wie bei den Kernkraftwerken in der Bewertung geteilt, da hier unterschiedliche Sachverhalte vorliegen, die nicht zusammen abgehandelt werden können.

- Die Explosionsdruckwelle ist direkt an den Gebäuden anzunehmen.
- Die Freisetzung brennbarer Gase kann auch andere Auswirkungen (z. B. auf sicherheitsrelevante Einrichtungen innerhalb von Gebäuden) haben.
- Toxische Gase haben ein anderes Profil der Erkennbarkeit und der Auswirkungen.

##### **4.3.8.1 Explosionsdruckwelle**

Da Kernkraftwerke in der Regel in der Nähe von Transportwegen errichtet sind, gibt es für diese Anlagen spezifische Anforderungen (BMI-Richtlinie) zum Schutz gegen die Einwirkungen von Druckwellen und für Sicherheitsabstände (bzgl. möglicher Detonationen am Unfallort). Hinsichtlich der anzunehmenden Auswirkungen einer Explosion sind bei den hier betrachteten Forschungsreaktoren neben den standortspezifischen Transportwegen insbesondere auch die Möglichkeiten von Explosionsorten im Experimentierbereich der Anlage oder in benachbarten Gebäuden zu berücksichtigen.

### ***Schutzgrad 1***

Unter dem Aspekt der Robustheit ist sichergestellt, dass der Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen, auch unter Einbeziehung möglicher Folgeschäden und möglicher einwirkungsbedingter Personalausfälle, bei Einwirkungen von Explosionsdruckwellen, wie sie am Standort der Forschungsreaktoren nach heutigem Kenntnisstand zu unterstellen sind, gegeben ist.

### ***Schutzgrad 2***

Bei Eintreten einer gegenüber Schutzgrad 1 um 20 % stärkeren Explosionsdruckwelle ist der Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen, auch unter Einbeziehung möglicher Folgeschäden und möglicher einwirkungsbedingter Personalausfälle, sichergestellt. Zerstörungen der Infrastruktur sind dabei berücksichtigt, auch unter Einbeziehung möglicher Folgeschäden.

---

Alternativ:

Infolge der Einwirkung von Explosionsdruckwellen mit maximaler Zerstörung der Bauwerke bleiben die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage auch bei Ausfall von vitalen Sicherheitsfunktionen unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordern.

### ***Schutzgrad 3***

In der näheren Umgebung und am Standort sind – sowohl stationär als auch temporär - Quellen für explosive Gase, die ein Freisetzungspotenzial aufweisen, das eine Gefährdung der vitalen Sicherheitsfunktionen zur Folge hat, nicht zu unterstellen.

#### **4.3.8.2 Brennbare Gase**

### ***Schutzgrad 1***

Das mögliche Eindringen brennbarer Gase über die Außenluft wird detektiert und es sind Maßnahmen zum Schutz der vitalen Sicherheitsfunktionen implementiert

### ***Schutzgrad 2***

Das mögliche Eindringen brennbarer Gase über die Außenluft wird detektiert und es sind automatische Abschlüsse zum Schutz der vitalen Sicherheitsfunktionen installiert.

Alternativ:

Die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage bleiben auch bei maximalen mechanischen und thermischen Auswirkungen auf Bauwerke und Einrichtungen infolge des Eindringens brennbarer Gase unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordern.

### ***Schutzgrad 3***

Infolge des Eindringens brennbarer Gase sind keine vitalen Sicherheitsfunktionen gefährdet.

#### **4.3.8.3 Toxische Gase**

### ***Schutzgrad 1***

Die in der Umgebung und am Standort möglicherweise vorhandenen toxischen Gase wurden ermittelt und es sind anlagenbezogene Schutzmaßnahmen vorgesehen. Für die ermittelten toxischen Gase sind Abschlüsse in der Wartenzuluft installiert.

---

Alternativ:

Infolge des Eindringens toxischer Gase und einer damit verbundenen Nichtverfügbarkeit von Personal bleiben die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordern.

### **Schutzgrad 2**

Das Eindringen toxischer Gase und eine damit verbundene Nichtverfügbarkeit von Personal führen nicht zum Ausfall vitaler Sicherheitsfunktionen.

#### **4.3.9 Terroristische Einwirkungen**

Bei den Betrachtungen zum Flugzeugabsturz werden auch nicht unfallbedingte Szenarien einbezogen. Eine Robustheitsbetrachtung zur Verletzung von vitalen Sicherheitsfunktionen durch sonstige terroristische Einwirkungen kann durch die RSK in dem vorhandenen Zeitrahmen nicht geleistet werden.

## **5 Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung**

### **5.1 Generische Erkenntnisse**

In Abhängigkeit vom Risikopotenzial der Forschungsreaktoren sollte ein anlagenspezifisches Konzept für anlageninterne präventive und mitigative Notfallmaßnahmen (neben den externen Katastrophenschutzmaßnahmen) erstellt oder weiterentwickelt werden. Dabei sollten folgende Punkte einbezogen werden:

- Bei diesem Konzept sollte die Rahmenempfehlung für Notfallmaßnahmen in Kernkraftwerken /1/ unter Berücksichtigung des jeweiligen Gefährdungspotenzials zur Orientierung herangezogen werden. Die festgelegten Notfallmaßnahmen (NFM) sollten im Betriebsreglement als Teil der Wartendokumentation vorliegen oder entwickelt werden. Eine Krisenstabsorganisation sollte in jedem Fall eingerichtet werden.
- Im Rahmen der Weiterentwicklung von NFM sollten auch erschwerende Randbedingungen bei Einwirkungen von Außen, wie weitgehende Zerstörung der Infrastruktur inkl. der Kommunikationseinrichtungen in der Standortumgebung, erschwerte technische und personelle Unterstützung von außen sowie eine Nichtzugänglichkeit und Beeinträchtigung von Arbeitsmöglichkeiten aufgrund Trümmerbildung, Rauchgasen, erhöhter Dosisleistung etc., soweit dies je nach Szenario zu erwarten ist, berücksichtigt werden.
- Im Hinblick auf auslegungsüberschreitende Szenarien mit Verlust von Kühlwasser sollten bei den NFM auch Abdichtungs- und Nachspeisemöglichkeiten für die Becken mit einbezogen werden.

- 
- Für auslegungüberschreitende Szenarien, bei denen die vorhandene Instrumentierung zur Überwachung der Reaktorparameter und der Strahlendosis einschl. deren Energieversorgung als ausgefallen anzunehmen ist, sind dafür ausreichende NFM bereit zu halten.
  - Konzeption von NFM zur Begrenzung von Aktivitätsfreisetzung im Falle von Kernschmelzen

## **5.2 Anlagenbezogene Bewertung zu den Überprüfungsthemen**

### **5.2.1 FR-Mainz**

#### **Erdbeben**

Nach den Angaben des Betreibers /7/ wurde für die Anlage kein Bemessungserdbeben definiert. Nach seiner Beschreibung der seismologischen Verhältnisse sind keine tektonischen Voraussetzungen für Erdbeben im Nahbereich der Anlage gegeben. Jedoch könnten Erdbeben im Rheintalgraben je nach ihrer Intensität auf den Standort einwirken. Mit Bezug auf die Erdbebenzonenkarte der KTA 2201.1 (zitierte Fassung von 1975) wird festgestellt, dass am Standort ein Erdbeben mit der Intensität 7 (MSK-Skala) erwartet werden könnte. Neuere Erkenntnisse zur Standortgefährdung gibt es nach Aussage des Betreibers nicht.

Bzgl. der Auswirkungen von erhöhten Erdbebenwirkungen auf die Anlage stellt der Betreiber fest, dass es zu Beschädigungen von Reinigungs- und Kühlkreisläufen sowie Experimentierkanälen kommen könnte, ein Abschaltversagen aber auch bei größeren Erdbeben aufgrund des „ausfallsicheren“ Kontrollsystems nicht möglich wäre. Selbst bei einem unterstellten Abschaltversagen würde eine Kettenreaktion im Reaktor aufgrund seiner inhärenten Sicherheitseigenschaften zum Erliegen kommen. Bzgl. der anderen Schutzziele stellt er dar, dass eine Nachkühlung nicht erforderlich ist und selbst bei einem kompletten Verlust des Kühlwassers und einem Bruch der Brennelemente infolge erhöhter Erdbebenwirkungen die Störfallplanungswerte nach § 49 StrlSchV eingehalten würden.

Zu möglichen Folgeschäden (wie Überflutung, Brand, Zerstörung der Infrastruktur, Gebäudeversagen) führt der Betreiber aus, dass diese entweder am Standort nicht relevant sind oder zu keiner Gefährdung führen würden. Selbst bei einem vollständigen Verlust des Kühlwassers mit signifikanter Störung der Luftkonvektionskühlung durch Trümmerlasten würde sich nach den vorliegenden Untersuchungen (Sicherheitsbericht von 1962) eine maximale Brennstofftemperatur von 300 °C einstellen, eine Kernschmelze wäre damit ausgeschlossen.

Nach Ansicht der RSK sind die zitierten Unterlagen zur Standortgefährdung durch Erdbeben nicht aktuell und die Aussage, dass es neuere Erkenntnisse dazu nicht gebe, nicht nachvollziehbar. Da der Betreiber aber maximale Schäden infolge erhöhter Erdbebenwirkungen in seine Betrachtungen mit einbezogen hat, kann eine Level-Einstufung erfolgen.

Die RSK sieht es anhand der Aussagen des Betreibers als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 oder 2 (die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage bleiben unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung bzw. keine Katastrophenschutzmaßnahmen erfordern) erfüllt werden

---

können. Die zitierten Unterlagen lassen aber nicht erkennen, ob die Aussagen des Betreibers zu den maximalen radiologischen Auswirkungen im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt sind. Insofern hängt die mögliche Erfüllung des Levels von der Bestätigung der Aussage des Betreibers ab.

### **Hochwasser**

Nach den Angaben des Betreibers /7/ ist aufgrund der geografischen und hydrologischen Standortgegebenheiten eine Gefährdung des Standorts durch Hochwasser ausgeschlossen.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt. Dementsprechend erfolgt eine Einstufung in Level 3.

### **Sonstige naturbedingte Einwirkungen**

Der Betreiber geht in seinem Bericht /7/ auf Einwirkungen durch Sturm, Schneelasten, hohe und tiefe Temperaturen, Starkregen, Blitzeinschlag und Hangrutsche ein. Unter Verweis auf die Auslegungsgrundlagen der Anlage und aufgezeichnete Wetterdaten kommt er insgesamt zu der Aussage, dass die vitalen Sicherheitsfunktionen nicht gefährdet sind. Hinsichtlich der Betrachtung von Erdbeben in Kombination mit anderen Wettereinflüssen verweist er auf das abdeckende Szenario „Absturz eines Flugzeuges in den Reaktorkern“ (siehe nachfolgender Pkt. Flugzeugabsturz).

Die RSK geht davon aus, dass die Aussagen des Betreibers zu den Auslegungsgrundlagen im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt sind. Es ist für die RSK nicht erkennbar, dass diese dem aktuellen Stand entsprechen. In Abhängigkeit von ihrem jeweiligen Risikopotenzial sollten die sonstigen naturbedingten Einwirkungen im Hinblick auf ihre Aktualität im Rahmen des Aufsichtsverfahrens überprüft werden.

### **Von konkreten Ereignisabläufen unabhängige erweiterte Postulate**

Das Bewertungsthema ist für den FR-Mainz nicht relevant, da für die Einhaltung der vitalen Sicherheitsfunktionen keine Energie- und Kühlwasserversorgung erforderlich ist.

### **Robustheit von Vorsorgemaßnahmen**

Das Thema „Robustheit von Vorsorgemaßnahmen“ wird im Bericht des Betreibers /7/ nur indirekt behandelt.

---

Auf das Vorhandensein zweifacher Barrieren an den Strahlrohren wird im Zusammenhang mit Explosionsmöglichkeiten beim Betrieb der „Ultrakalten Neutronenquelle“ durch Wasserstoff/Deuterium hingewiesen.

Die denkbaren Auswirkungen eines Versagens der oben genannten Barrieren werden allerdings abdeckend durch die Betrachtungen zum Erdbeben und Flugzeugabsturz erfasst.

Insofern sieht es die RSK anhand der diesbezüglichen Aussagen des Betreibers als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 (die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage bleiben unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordern) erfüllt werden können. Die zu den Themen Erdbeben und Flugzeugabsturz zitierten Unterlagen lassen aber nicht erkennen, ob die Aussagen des Betreibers im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt sind. Insofern hängt die mögliche Erfüllung des Levels von der Bestätigung der Aussage des Betreibers ab.

Gemäß Darstellung im Sicherheitsbericht von 1962 /8/ sind die prompten Reaktivitätsrückwirkungen des TRIGA Mainz bei einem Temperaturanstieg negativ, d.h. der Reaktor weist bei einem Leistungsanstieg ein selbststabilisierendes Verhalten auf (inhärent sichere Kernausslegung).

Im FR Mainz beträgt die maximale Überschussreaktivität der Reaktorbeschickung gemäß /8/ 3 \$<sup>1</sup>. Die plötzliche Zufuhr von 4 \$ Reaktivität sei gemäß /8/ theoretisch möglich, hierfür seien jedoch eine Reihe von (vorsätzlichen) Fehlhandlungen erforderlich. Für diesen Fall müsste nach Ansicht der RSK vor dem Hintergrund von Pulsversuchen von General Atomic mit Brennelementschäden gerechnet werden.

Gemäß Darstellung der zuständigen Aufsichtsbehörde /9/ führt der Betreiber eine aktuelle Überprüfung durch, ob Aussagen zur max. möglichen Reaktivitätszufuhr, zu erforderlichen Voraussetzungen sowie zu möglichen Folgen weiterhin Gültigkeit haben.

Über diese Bewertung hinaus empfiehlt die RSK, im Rahmen des Aufsichtsverfahrens alle relevanten Vorsorgemaßnahmen (siehe Kap. 4.3) einer systematischen Betrachtung und Bewertung zu unterziehen und dabei auch die begrenzte Zuverlässigkeit von administrativen Maßnahmen zu berücksichtigen.

### **Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen**

Hinsichtlich vorgesehener Notfallmaßnahmen verweist der Betreiber /7/ auf den „Katastrophenplan“ als Teil des Sicherheitsberichts von 1962. Er beschreibt die darin vorgesehenen anlageninternen technischen Maßnahmen (Abschaltung des Reaktors und der Wasser-Kreislaufsysteme, Abschaltung des Abluftsystems der Reaktorhalle mit Verschließen von Lüftungsklappen) und die organisatorischen Maßnahmen zum Verhalten des Personals und zur Alarmierung externer Stellen (u. a. Feuerwehr, Polizei, Rettungsleitstelle, Universitätsleitung, Aufsichtsbehörde). Nach dem Katastrophenplan ist vorgesehen, dass die

---

<sup>1</sup>. In einigen kerntechnischen Anlagen ist es üblich, die Reaktivität mit dem Anteil der verzögerten Neutronen im Kern ins Verhältnis zu setzen. In diesem Fall wird die Reaktivität in Dollar (\$) angegeben, (<http://wiki.grs.de>).

---

Universitätsleitung einen Krisenstab bildet und einsetzt, der in Abstimmung mit den zuständigen Behörden die erforderlichen Maßnahmen einleitet und koordiniert.

Im Bericht des Betreibers wird auf die Durchführbarkeit, Vollständigkeit und Wirksamkeit der aufgeführten Notfallmaßnahmen auch unter den Randbedingungen äußerer Einwirkungen eingegangen. Die Aussagen beschränken sich im Wesentlichen aber auf lokale Strahlenschutzaspekte. Ansonsten verweist der Betreiber auf die inhärenten Sicherheitseigenschaften der Anlage (aktive Nachkühlung der BE nicht erforderlich, kein Schmelzen von BE im Reaktorbecken bei einem Kühlwasserverlust, abgebrannte BE werden in Lagergruben gelagert).

Die RSK sieht es unter dem Gesichtspunkt einer Risikominimierung als erforderlich an, dass im Rahmen des atomrechtlichen Aufsichtsverfahrens eine Überprüfung des Notfallschutzkonzepts entsprechend der generischen Bewertung mit Bezug zu Kap. 5.1 vorgenommen wird.

### **Flugzeugabsturz**

Der Betreiber bezieht sich in seinem Bericht /7/ auf Untersuchungen zu einem baugleichen Forschungsreaktor am Atominstitut der Technischen Universität Wien, der allerdings eine höhere Leistung hat und deshalb bzgl. des Gefährdungspotenzials als abdeckend angesehen wird. In diesen Untersuchungen wird als Worst-Case-Szenario der Absturz eines großen Flugzeugs mit vollständiger Zerstörung der Gebäude und der Brennelemente und einer daraus resultierenden bodennahen Freisetzung der radioaktiven Stoffe angenommen. Als Ergebnis zeige sich, dass bei diesem Ereignis die Störfallplanungswerte nach § 49 StrlSchV sicher eingehalten werden.

Darüber hinaus verweist der Betreiber auf die baulichen Reserven zur Abtragung mechanischer Lasten zum Reaktorbecken (im Bereich des Reaktors von 2,5 m dicken Betonwänden umgeben) und stellt dazu fest, dass bei zerstörtem Gebäude aber intaktem Reaktorbecken alle seines Erachtens nach erforderlichen vitalen Sicherheitsfunktionen erhalten bleiben.

Hinsichtlich der Auswirkungen eines Treibstoffbrands gibt der Betreiber an, dass die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes auch unter Berücksichtigung dieser thermischen Einwirkungen nicht zu einer katastrophalen Freisetzung radioaktiver Stoffe führen.

Im Hinblick auf ein Folgeereignis „Leck am Reaktorbecken mit vollständigem Verlust des Kühlwassers“ würde sich nach Aussagen des Betreibers eine maximale Brennstofftemperatur von 300 °C einstellen, eine Kernschmelze wäre ausgeschlossen.

Die RSK sieht es anhand der Aussagen des Betreibers als möglich an, dass Bewertungskriterien des Schutzgrads 1 oder 2 (die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage bleiben auch bei maximalen Lastannahmen unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung bzw. sonstige Katastrophenschutzmaßnahmen erfordern) erfüllt werden können, wobei aber die Auswirkungen von Treibstoffbränden zu berücksichtigen sind. Die zitierten Unterlagen lassen aber nicht erkennen, ob die

---

Aussagen des Betreibers im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt sind. Insofern hängt die mögliche Erfüllung des Schutzgrades von der Bestätigung der Aussage des Betreibers ab.

### **Explosionsdruckwelle**

Im Bericht des Betreibers /7/ werden die standortspezifischen Möglichkeiten für Explosionsdruckwellen aufgezeigt. Der Betreiber kommt zu der Feststellung, dass aufgrund der geringen Mengen, den räumlichen Gegebenheiten und den Entfernungen zur Reaktorhalle Auswirkungen auf die Reaktorhalle oder gar das Reaktorbecken nicht zu erwarten sind.

Die RSK sieht es anhand der Aussagen des Betreibers als möglich an, dass Bewertungskriterien des Schutzgrads 2 (die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage bleiben auch bei erhöhten Lastannahmen unterhalb der Werte, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordern) oder des Schutzgrades 3 (keine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen aufgrund der Standortgegebenheiten) erfüllt werden können. Die zitierten Unterlagen lassen aber nicht erkennen, ob die Aussagen des Betreibers im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt sind. Insofern hängt die mögliche Erfüllung des Schutzgrades von der Bestätigung der Aussage des Betreibers ab.

### **Brennbare Gase**

Im Bericht des Betreibers /7/ werden die standortspezifischen Quellen brennbarer Gase aufgezeigt. Dabei geht er auch auf die spezifischen Quellen für Wasserstoff/Deuterium und solche im Zusammenhang mit chemischen Experimenten ein. Der Betreiber kommt zu der Feststellung, dass aufgrund der geringen Mengen und den räumlichen Gegebenheiten Explosionen nur sehr lokale Auswirkungen haben können.

Die RSK kommt anhand der Aussagen des Betreibers sowie ergänzender Aussagen der Behörde /9/ zu der Feststellung, dass die Bewertungskriterien des Schutzgrads 3 (keine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen) bei dieser Anlage erfüllt werden.

### **Toxische Gase**

Die Gefährdung durch toxische Gase wird im Bericht des Betreibers /7/ nicht explizit angesprochen.

Nach Ansicht der RSK ist für diesen Reaktortyp aufgrund der Anlagentechnik, und da für den Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen kein Personal erforderlich ist, eine Einstufung in den Schutzgrad 2 angemessen.

---

## 5.2.2 FR-BER II

### Erdbeben

Die Angaben des Betreibers /10/ zur Standortgefährdung beziehen sich auf den Stand von Wissenschaft und Technik zum Zeitpunkt der Genehmigung der Anlage. Danach wird die maximal anzunehmende Intensität am Standort mit 4,04 (MSK-Skala) angegeben. Ausgehend von diesem Wert und zugeordneten maximalen Beschleunigungswerten wurde eine rechnerische Nachweisführung zur Auslegung der Anlage im Rahmen der Genehmigung der Anlage als nicht erforderlich angesehen. Nach den Ausführungen des Betreibers gibt es keine neueren Erkenntnisse zur Erdbebengefährdung am Standort des BER-II.

Im Rahmen der aktuellen Sicherheitsüberprüfung wurde durch den von der Aufsichtsbehörde zugezogenen Sachverständigen eine Standortbewertung nach heutigem Stand in Anlehnung an die zum Berichtszeitraum im Gründruck befindliche KTA-Regel 2201.1 (Fassung 11/2010, wurde im Dez. 2011 als Weißdruck verabschiedet) vorgenommen /5/. Dabei ergibt die deterministische Bestimmung der maximalen Standortintensität die Stufe IV der MSK-Skala. Probabilistische Bewertungen entsprechend KTA 2201.1 erfolgten nicht bzw. liegen derzeit nicht vor. Für die Bestimmung eines aktuellen Bemessungserdbebens wurde vom Sachverständigen die nach KTA 2201.1 geforderte Mindestintensität Stufe VI herangezogen. Darüber hinaus bezieht er in seine Bewertung auch das Regelwerk zur Auslegung konventioneller Bauwerke (Eurocode 8) ein. Danach ist der Standort keiner Erdbebenzone zuzuordnen. Dies beinhaltet, dass die maximal zu erwartende Intensität am Standort kleiner VI ist. Entsprechend KTA 2201.1 und dem genannten Regelwerk für konventionelle Bauwerke ist für ein Erdbeben bis einschl. der Intensitätsstufe VI die Einhaltung der gewöhnlichen Bauvorschriften ausreichend und eine rechnerische Nachweisführung zur Erdbebenauslegung nicht erforderlich. Daher kommt der Sachverständige zu der Feststellung, dass auch ohne weitere Nachweise davon ausgegangen werden kann, dass die Anlagenteile und Bauwerke des BER-II dem von ihm aktuell festgelegten Bemessungserdbeben der Stufe VI widerstehen werden.

Zu Auslegungsreserven bei unterstellten höheren Erdbebenintensitäten liegen keine Untersuchungen vor. Der Betreiber führt aus, dass bis zu einer Erdbebenintensität der Stufe VII nicht mit einer Beeinträchtigung vitaler Sicherheitsfunktionen zu rechnen wäre. Im Hinblick auf die wichtigste vitale Sicherheitsfunktion „Sicherstellung des Wasserinventars in den Becken“ ist auch nach Einschätzung des Sachverständigen zumindest für die Intensitätsstufe VII eine Auslegungsreserve vorhanden. Ein entsprechender Nachweis liegt dazu aber nicht vor. Im Hinblick auf die vitale Sicherheitsfunktion „Sicherstellung der Reaktorschnellabschaltung“ ist ein erdbebenbedingtes Abschaltversagen nach Aussage des Betreibers nicht möglich. Darüber hinaus verweist er aber auf Untersuchungen, nach denen keine wesentlichen Schäden am Reaktorkern auftreten, wenn bei einem unterstellten Abschaltversagen die Primärkühlpumpen ausfallen, und die passive Kühlung im Becken erhalten bleibt. In der Stellungnahme des Sachverständigen wird ein Abschaltversagen bei Erdbeben aufgrund der geringen Fallzeiten der Steuerstäbe zwar ebenfalls als wenig wahrscheinlich angesehen, aufgrund der fehlenden Nachweise wird aber auf die abdeckende Bewertung eines unterstellten Abschaltversagens hingewiesen.

Im Hinblick auf die Verfügbarkeit von Notfallmaßnahmen und Schäden bei der Infrastruktur bei auslegungsüberschreitenden Erdbebenstärken verweist der Betreiber im Wesentlichen auf den

---

Katastrophenschutzplan und den dort vorgesehenen Einsatz der Betriebsfeuerwehr des Helmholtz-Zentrums Berlin und der städtischen Berliner Feuerwehr sowie auf die Feststellung, dass zum Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen keine Stromversorgung erforderlich wäre. Dass für vitale Sicherheitsfunktionen keine Stromversorgung erforderlich ist, wird auch vom Sachverständigen bestätigt. Dieser geht aber davon aus, dass bei auslegungsüberschreitenden Erdbebenstärken Schäden an der Infrastruktur zu erwarten sind. Bzgl. erdbebenbedingter Anforderungen an Notfallmaßnahmen müsste nach Meinung des Sachverständigen zunächst geklärt werden, welche Notfallmaßnahmen für diese Situation in Betracht kommen.

Für den Standort des BER-II ist die nach Stand von Wissenschaft und Technik zu unterstellende Erdbebenintensität von IV der MSK-Skala gegeben. Durch Einhaltung der gewöhnlichen Bauvorschriften werden Belastungen entsprechend der Intensitätsstufe VI ertragen, von einer Gefährdung der vitalen Sicherheitsfunktionen ist dabei nicht auszugehen. Damit ist Level 2 erfüllt.

### **Hochwasser**

Nach den Angaben des Betreibers /10/ ist aufgrund der geografischen und hydrologischen Standortgegebenheiten eine Gefährdung des Standorts auch bei erhöhten Hochwasserständen ausgeschlossen. Dies wird vom Sachverständigen bestätigt.

Die vorliegenden Nachweise zur Erfüllung der Bewertungskriterien sind im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt. Dementsprechend erfolgt eine Einstufung in Level 3.

### **Sonstige naturbedingte Einwirkungen**

Der Betreiber geht in seinem Bericht /10/ auf Einwirkungen durch Sturm, Schneelasten, hohe und tiefe Temperaturen, Starkregen, Blitzeinschlag sowie Brandszenarien außerhalb der Anlage ein und verweist zunächst auf die Berücksichtigung der einschlägigen bautechnischen Normen im Rahmen der Errichtung der Anlage. Im Oktober 2011 hat er durch ein beauftragtes Ingenieurbüro einen Vergleich der Auslegungsgrundlagen mit den aktuell im Baurecht verwendeten Normen durchführen lassen und kommt zu dem Ergebnis, dass die bautechnische Auslegung der Anlage noch dem heutigen Stand der Technik unter Berücksichtigung der lokal zu unterstellenden Lastannahmen entspricht.

Hinsichtlich Sturmeinwirkungen verweist der Betreiber darüber hinaus auf zwei Orkane mit extremen Windgeschwindigkeiten, die 1990 und 2007 im Großraum Berlin aufgetreten sind und keinerlei Schäden an der Anlage hervorgerufen hätten. Der von der Landesbehörde zugezogene Sachverständige /5/ bestätigt aufgrund eigener Betrachtungen, dass selbst Winddrücke entsprechend einer Windzone 4 (WZ nach DIN EN 1991-1-4/NA) statt WZ 2, wie sie für den Standort anzunehmen ist, noch unter Inanspruchnahme des der Auslegung zugrunde liegenden Sicherheitsfaktors vom Reaktorgebäude abgetragen werden können. Bzgl. des Abluftkamins bestätigt der Sachverständige grundsätzlich die Aktualität der Auslegungsgrundlagen, sieht jedoch einen ergänzenden Prüfbedarf bei der Berücksichtigung von Ermüdungsbeanspruchungen im Rahmen der Aufsicht.

---

Hinsichtlich Belastungen durch Starkregen und extreme Schneefälle bestätigt der Sachverständige die Robustheit des Reaktorgebäudes und der Experimentierhalle unter Berücksichtigung von Lastreserven aufgrund einer zwischenzeitlich erfolgten Entlastung durch Abtrag von Kiesschüttungen auf der Dachfläche sowie vorhandener und noch nachzurüstender Regennotabläufe.

Hinsichtlich extremer Temperaturen sieht sowohl der Betreiber als auch der Sachverständige keinen Einfluss auf vitale Sicherheitsfunktionen.

Hinsichtlich anlagenexterner Brände ist das umgebende Waldgelände von Bedeutung. Aufgrund eines Abstandes von 400 m zur dichteren Bewaldung, des vorhandenen Meldesystems und der Verfügbarkeit sowohl der Betriebsfeuerwehr als auch der städtischen Feuerwehr wird vom Betreiber und vom Sachverständigen keine Gefahr für die Anlage gesehen.

Hinsichtlich der Betrachtung von Einwirkungskombinationen ist nach Meinung des Sachverständigen im Wesentlichen eine Kombination von extremen Wettereinflüssen in Betracht zu ziehen. Aufgrund der vorhandenen Auslegungsreserven ergibt sich dadurch keine Beeinträchtigung der Sicherheit der Anlage.

Die RSK sieht aufgrund der Aussagen des Betreibers, der Aktualität der bautechnischen Auslegungsgrundlagen und insbesondere aufgrund der positiven Bewertung durch den zugezogenen Sachverständigen zu dem hier angesprochenen Prüfaspekt keinen weiteren Prüfbedarf unter der Voraussetzung, dass die angesprochenen ergänzenden Prüfungen und Nachrüstungen umgesetzt werden.

### **Von konkreten Ereignisabläufen unabhängige erweiterte Postulate**

Das Bewertungsthema ist für den BER-II nicht relevant, da für die Einhaltung der vitalen Sicherheitsfunktionen nach Angaben des Betreibers und des Sachverständigen keine Energie- und Kühlwasserversorgung erforderlich ist. Die verfahrenstechnischen Konsequenzen eines Stromausfalls betreffen nach den vorliegenden Unterlagen im Wesentlichen den batteriegestützten kurzzeitigen Nachlauf (60 s) der Primärpumpen nach Reaktorabschaltung. Nach den vorliegenden Unterlagen /5/, /10/, /11/, /12/ ist dieser Nachlauf zur Einhaltung spezifizierter Brennelementparameter erforderlich, stellt aber keine vitale Sicherheitsfunktion dar. Unabhängig davon ist das Robustheitskriterium für den SBO > 2 h aufgrund der Versorgung über Batterien und der kurzen Anforderungszeit erfüllt.

### **Robustheit von Vorsorgemaßnahmen**

Das Thema „Robustheit von Vorsorgemaßnahmen“ wird sowohl im Bericht des Betreibers /10/ als auch vom zugezogenen Sachverständigen /5/ ausführlich behandelt. Dabei wird speziell auf die Möglichkeiten und Folgen anlageninterner Überflutungen, anlageninterner Brände und den Absturz schwerer Lasten eingegangen.

---

Vorsorgemaßnahmen zur Sicherstellung der Integrität des Reaktor- und Umsetzbeckens insbesondere hinsichtlich der Dichtheit der Strahlrohre werden in den Berichten aber nur im Zusammenhang mit den Einwirkungen durch Flugzeugabsturz und einer Explosionsdruckwelle von außen behandelt. Dabei wird sowohl vom Betreiber als auch vom Sachverständigen davon ausgegangen, dass für alle sonstigen Ereignisursachen aufgrund des Vorhandenseins von zwei mechanischen „Barrieren“ im Bereich der Beckendurchbrüche ein Verlust der Beckenintegrität ausgeschlossen werden kann.

Eine begrenzte Kühlkanalblockade mit der Folge eines lokalen Kernschmelzens (unter Wasser) wird bei der Anlage als Auslegungsstörfall beherrscht. Eine auslegungsüberschreitende Kühlkanalblockade würde maximal zu einem vollständigen Kernschmelzen unter Wasser führen. Da in diesem Fall keine Notwendigkeit für eine Evakuierung der Bevölkerung außerhalb der Anlage besteht, erfolgt eine Einstufung in Level 1.

Gemäß der Darstellung in der Sicherheitsanalyse der Gesamtanlage BER II aus dem Jahr 2004 /13/ sind die Reaktivitätsrückwirkungen für den Reaktorkern des BER II bei einem Temperaturanstieg negativ, d.h. der Reaktor weist bei einem Leistungsanstieg ein selbststabilisierendes Verhalten auf (inhärent sichere Kernauslegung).

Für die drehbare Bestrahlungsvorrichtung im Kern (DBVK) sind Nachweise geführt worden, dass der Reaktivitätseinfluss der DBVK auch bei abdeckenden Annahmen innerhalb der im BER II zulässigen Grenzen für die Reaktivitätszufuhr durch bewegliche Experimente liegt /14/. Gemäß Mitteilung der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde /15/ ist die DBVK die einzige Bestrahlungsvorrichtung im Kern des BER II. Nach Darstellung der Behörde ist es physikalisch ausgeschlossen, dass der Grenzwert für die Reaktivitätszufuhr durch bewegliche Experimente überschritten wird. Vor diesem Hintergrund werden seitens der RSK hinsichtlich der Vorsorgemaßnahmen zur Verhinderung von unzulässigen Reaktivitätsänderungen keine weiteren Anforderungen abgeleitet.

Gemäß vorliegender Unterlagen /11/, /13/ wird eine Fehlpositionierung von Brennelementen aufgrund getroffener Vorsorgemaßnahmen nicht unterstellt. Die Senatsverwaltung Berlin hat darüber hinaus in ihrem Schreiben an die RSK vom 19.04.2012 /16/ dargestellt, dass auch bei unterstelltem, fehlerhaftem Ersatz eines fast abgebrannten Elements auf einer Position in Kernmitte noch eine Unterkritikalität von ca. 1,7% vorliegen würde.

Hinsichtlich einer anlageninternen Überflutung werden als denkbare Ursachen Leckagen aus einer Stadtwasserleitung, einer innenliegenden Dachentwässerungsleitung oder aus wasserführenden Hilfssystemen (Zwischenkühlkreislauf, Reinigungssysteme) sowie das Austreten von Wasser aus der ortsfesten Feuerlöschanlage (Sprinkleranlage) betrachtet. Bei der Überprüfung werden zwei Ansätze verfolgt. Einerseits wird eine Überflutung unterstellt und die Erkennung und Beherrschung bewertet. Andererseits werden aber auch die Maßnahmen zur Vermeidung einer Überflutung betrachtet. Als Ergebnis ergibt sich, dass die bei einer unterstellten Leckage anfallenden Wassermengen sicher abgeleitet werden können, wenn man die Funktionsfähigkeit der teilweise auch aktiven Entwässerungssysteme unterstellt. Die Wasseransammlungen beim Einsatz der Sprinkleranlage werden auslegungsgemäß beherrscht. Überflutungen aus der Dachentwässerung können nach Aussage des Sachverständigen unter ungünstigen Bedingungen zwar zum Ausfall von Systemen führen, dabei treten aber keine Bedingungen auf, die Notfallmaßnahmen erfordern. Bei

---

Überflutungen aus der Stadtwasserleitung sind unter ungünstigen Bedingungen nach Angaben des Sachverständigen redundanzübergreifende Ausfälle in der Stromversorgung nicht auszuschließen. Er empfiehlt ergänzende Maßnahmen zur Früherkennung und zur vorsorglichen Abschaltung des Reaktors. Die verfahrenstechnischen Konsequenzen eines Stromausfalls betreffen nach den vorliegenden Unterlagen im Wesentlichen den Nachlauf der Primärpumpen nach Reaktorabschaltung und damit die Einhaltung spezifizierter Brennelementparameter aber keine vitalen Sicherheitsfunktionen. Die RSK hält eine Umsetzung hinreichend zuverlässiger Maßnahmen zur Verhinderung des Ausfalls der Stromversorgung infolge Überflutung für erforderlich. Unter Berücksichtigung der Umsetzung dieser Maßnahmen sieht die RSK die vorhandenen Vorsorgemaßnahmen für Überflutungsszenarien als ausreichend robust an und für diesen Teilaspekt den Robustheitslevel 2 als erfüllbar an.

Hinsichtlich anlageninterner Brände verweisen sowohl der Betreiber als auch der zugezogene Sachverständige auf das vorhandene Brandschutzkonzept und dessen technische Umsetzung. Beides hat sich seit der Inbetriebnahme nicht grundlegend verändert. Eine Aktualisierung des Brandschutzkonzeptes im Rahmen des Aufsichtsverfahrens sollte nach Meinung der RSK durchgeführt werden. Auf anlageninterne Explosionen wird mit Ausnahme des nachfolgend behandelten Themas im Abschnitt „Brennbare Gase“ eingegangen.

Der Erhalt der Integrität des Reaktor- und Umsetzbeckens wird vom Betreiber und dem Sachverständigen als die wichtigste vitale Sicherheitsfunktion ausgewiesen. Nach Meinung der RSK reicht es nicht aus, deren Gefährdungsmöglichkeiten nur bezüglich der Einwirkungen Flugzeugabsturz und äußere Explosionsdruckwelle zu betrachten sondern es sollten auch anlageninterne Einwirkungen einbezogen werden. Hinsichtlich der Verhinderung von Explosionen im Bereich der Kalten Neutronenquelle (ca. 1 kg Wasserstoff) wurden Informationen /17/, /5/, /10/ vorgelegt, die zeigen, dass dafür ausreichende Vorsorgemaßnahmen getroffen wurden. Bezüglich der Vorsorgemaßnahmen zur Sicherstellung der erforderlichen Wasserüberdeckung und möglicher Hebewirkungen von abgehenden Rohrleitungen wurden von der Landesbehörde mit Schreiben vom 19.04.12 ergänzende Informationen gegeben /16/, die zeigen, dass der Wasserspiegel maximal nur bis zu einer Höhe von 2 m über dem Kern abfallen kann.

Zur Robustheit der Anlage gegenüber anlageninternen Brandszenarien, bei denen die Integrität des Reaktor- und Umsetzbeckens (z. B. Dichtheit der Strahlrohre) betroffen sein könnte, enthalten die Unterlagen keine ausreichenden Informationen zur Beurteilung der LevelEinstufung.

Nach Meinung der RSK reicht die konzeptionelle Begründung (Vorhandensein von mehrfach vorhandenen mechanischen „Barrieren“) in den vorliegenden Überprüfungsberichten alleine nicht aus, um eine hohe Robustheit dieser Vorsorgemaßnahme zu begründen. Die RSK kommt insgesamt zu der Einschätzung, dass eine Einstufung in die Level 1 als erreichbar angesehen wird. Dazu sind zusätzliche Nachweise hinsichtlich des Feuerwiderstands bei raumübergreifenden Bränden erforderlich.

Hinsichtlich der Vorsorgemaßnahmen gegen Lastabsturz wird vom Betreiber darauf hingewiesen und vom Sachverständigen bestätigt, dass aufgrund vorhandener sicherheitstechnischer Verriegelungen der Reaktor während des Betriebs nicht mit dem Reaktorhallenkran überfahren werden kann. Insofern sind nur Auswirkungen zu betrachten, die sich aus einem Absturz einer schweren Last bei abgeschalteter Anlage

---

ergeben könnten. Ein unterstellter Absturz in das Absetzbecken oder das Umsetzbecken würde aufgrund der entsprechenden Auslegung und der vorgesehenen Maßnahmen zum Schutz der Becken nicht deren Integrität gefährden. Nach Aussage der Behörde in ihrem Schreiben vom 19.04.12 /16/ sind die radiologischen Auswirkungen beim Absturz eines Transportbehälters auf Brennelemente im Umsetzbecken geringer als beim radiologischen Auslegungsstörfall.

### **Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen**

Der Betreiber /10/ und der zugezogene Sachverständige /5/ gehen in ihren Berichten ausführlich auf die personellen und technischen Randbedingungen zur Umsetzung von Notfallmaßnahmen ein. Aus den vorliegenden Informationen ist erkennbar, dass diese Notfallmaßnahmen aus dem generellen Katastrophenschutzplan des Forschungsgeländes des HZB resultieren. Eine reaktortypspezifische Umsetzung der „Rahmenempfehlung für die Planung von Notfallmaßnahmen durch die Betreiber von Kernkraftwerken“ aus dem Jahr 2010 wird nach Angaben des Betreibers noch geprüft. Nach Aussagen des Sachverständigen wird in diesem Zusammenhang ein Notfallhandbuch für den BER-II erwartet, das derzeit nicht, oder nicht in dem zu erwartenden Umfang vorliegt. Die RSK sieht es als zielführend an, eine Überprüfung des Notfallschutzkonzepts entsprechend der generischen Bewertung mit Bezug zu Kap. 5.1 vorzunehmen, um eine aktualisierte und systematische Darstellung und Weiterentwicklung zu gewährleisten.

Ergänzend wird nachfolgend auf einzelne Notfallmaßnahmen und erschwerende Randbedingungen entsprechend übertragbarer Fragestellungen der RSK für Kernkraftwerke eingegangen.

Nach Angaben des Betreibers und der Bewertung des Sachverständigen gibt es eine Notsteuerstelle, die hinsichtlich der vitalen Sicherheitsfunktionen die Reaktorwarte vollständig ersetzen kann und auch über die erforderlichen Kommunikationseinrichtungen verfügt. Nach den vorliegenden Informationen stehen auch bei Ausfall der Stromversorgung und der Telefonnetze mehrere verschiedene Kommunikationsmöglichkeiten zur Verfügung. Für auslegungsüberschreitende Ereignisse gibt es nach Angaben des Betreibers beim HZB eine schnell verfügbare Einsatzleiterorganisation, die ihre Aufgaben in einem strahlengeschützten Einsatzbunker auf dem Gelände des HZB wahrnehmen würde. Dieser Bunker verfügt über eine autarke Lüftungsanlage und Notstromversorgung. Weiterhin verfügt er über Kommunikationsverbindungen sowohl zu externen Stellen als auch zur Warte und zur Notsteuerstelle des BER-II. Ebenso werden die wesentlichen Messdaten der Anlage und der Umgebungsüberwachung dort angezeigt. Nach Meinung des Sachverständigen kann bei einer Ausstattung des Einsatzbunkers entsprechend den Betreiberangaben davon ausgegangen werden, dass dieser den zu stellenden Anforderungen genügt.

Hinsichtlich der Funktionsfähigkeit von Instrumentierungen und Überwachungseinrichtungen (Reaktorparameter und Strahlenschutz) in Notfallsituationen unter ungünstigen Randbedingungen gibt der Betreiber an, dass die vorhandene Störfallinstrumentierung auch unter Kernschmelzbedingungen noch funktionsfähig sein würde, solange die Reaktorhalle intakt bliebe. Er beschreibt darüber hinaus alternative Möglichkeiten, um beim Ausfall von Instrumentierungen Informationen über den Anlagenzustand bzw. den Zustand der Brennelemente zu erhalten. Der Sachverständige empfiehlt, die Auslegung der vorhandenen Störfallinstrumentierung unter Beachtung der im Rahmen dieser Robustheitsprüfung zu berücksichtigenden

---

ungünstigen Randbedingungen zu überprüfen. Hinsichtlich der Erfassung radiologischer Daten wird von Seiten des Sachverständigen aufgrund der vielfältigen ortsfesten und mobilen Messmöglichkeiten kein Überprüfungsbedarf gesehen. Die RSK schließt sich den Meinungen des Sachverständigen an.

Hinsichtlich der Verfügbarkeit von technischem Gerät zum Einsatz von Notfallmaßnahmen unter ungünstigen Randbedingungen (z. B. Zugang zu Gebäuden herstellen) wird vom Betreiber auf die umfangreiche Ausstattung der Betriebsfeuerwehr, die schnelle Verfügbarkeit von Geräten des kerntechnischen Hilfszugs, die Einsatzmöglichkeiten der städtischen Feuerwehr sowie auf die im Großraum Berlin zur Verfügung stehenden Geräte ansässiger Firmen verwiesen. Die RSK schließt sich der Meinung des Sachverständigen an, nach der ein Zugang auch bei den betrachteten Einwirkungen von außen unter Berücksichtigung der Anlagengröße und der Verfügbarkeit von Geräten in angemessenen Zeiträumen wieder hergestellt werden könnte.

Hinsichtlich der Stromversorgung anlageninterner Notfallmaßnahmen stellt der Betreiber in seinem Bericht fest, dass die Entladung des Reaktorkerns, das Verfahren des Kerns in das Absetzbecken und der Einsatz von Bor keiner Stromversorgung bedürfen. Insbesondere für die Nachspeisung von Wasser mittels Motorpumpen werden im Bericht des Betreibers verschiedene Lösungsmöglichkeiten aufgezeigt. Darüber hinaus gibt es auf dem Gelände des HZB eine Vielzahl ortsfester und mobiler Notstromaggregate, mit denen eine Stromversorgung von Notfallmaßnahmen erfolgen kann. Obwohl nach den Beschreibungen ausreichende Stromversorgungsmöglichkeiten bestehen, empfiehlt die RSK diesen Teilaspekt im Rahmen der Überprüfung des Notfallschutzkonzepts und der Erstellung eines Notfallhandbuches zu präzisieren und ggf. durch technische Maßnahmen (z. B. Installation von ortsfesten Einspeisestellen für die Stromversorgung) zu ergänzen.

Hinsichtlich einer Einspeisung von Kühlwasser in das Reaktorbecken bei einem Wasserverlust gibt es auslegungsgemäß als Notfallmaßnahme ein fest installiertes Nachspeisesystem (KTJ) mit einer Einspeiserate von 5 m<sup>3</sup>/h sowie kurzfristige Einspeisemöglichkeiten über fest verlegte trockene Steigleitungen des Löschwassersystems (bis zu 60 m<sup>3</sup>/h) mit Einsatz von Feuerwehrschläuchen. Es stehen vielfältige und ausreichend große Wasserreservoirs zur Verfügung. Die Möglichkeiten zur Borierung des Wassers sind grundsätzlich gegeben. Bzgl. der Einspeisemöglichkeiten unter Verwendung von Schlauchleitungen wird vom Sachverständigen auf die notwendige Begehbarkeit der Reaktorhalle unter Beachtung der radiologischen Bedingungen hingewiesen. Die RSK empfiehlt die Einspeisung von Kühlwasser in das Reaktorbecken als Notfallmaßnahme im Rahmen der Überprüfung des Notfallschutzkonzepts und der Erstellung eines Notfallhandbuches zu präzisieren und ggf. durch technische Maßnahmen, die einen Zugang in die Reaktorhalle nicht erfordern, zu ergänzen.

Hinsichtlich von Notfallmaßnahmen zur Kühlung von bestrahlten Brennelementen im Absetzbecken und Umsetzbecken sieht der Sachverständige noch Überprüfungsbedarf und empfiehlt weitergehende Betrachtungen im Rahmen der Erstellung des Notfallhandbuches. Die RSK schließt sich der Meinung des Sachverständigen an.

---

## Flugzeugabsturz

Aus dem Bericht des Betreibers /10/ und des Sachverständigen /5/ ist zu entnehmen, dass Einwirkungen aus Flugzeugabsturz und die Auswirkungen in der Umgebung umfassend im Rahmen des Genehmigungsverfahrens untersucht und bewertet wurden. Hinsichtlich der vitalen Sicherheitsfunktionen ist dabei die Integrität der Becken, in denen sich die Brennelemente befinden bzw. eine Beeinträchtigung der unmittelbaren Brennstoffkühlung maßgebend. Bei diesen Untersuchungen wurden Abstürze unterschiedlicher Flugzeugtypen (Hubschrauber, schnell fliegende Militärflugzeuge und Verkehrsflugzeuge) aus verschiedenen Absturzrichtungen auf das nicht gegen Flugzeugabsturz ausgelegte Reaktorgebäude betrachtet. Die Untersuchungen kommen zu dem Ergebnis, dass dickwandige Bereiche des Reaktorbeckens einem Durchschlagen des Flugzeugs oder seiner Wrackteile zwar widerstehen könnten, ein rechnerischer Nachweis dazu aber nicht zu führen ist und Szenarien verbleiben, bei denen eine Zerstörung des Reaktorbeckens oder von Strahlrohren mit dem Verlust des Kühlwassers, Schäden am Umsetzbecken mit Verlust des Kühlwassers in diesem Becken oder eine Zerstörung des Reaktors im Reaktorbecken mit Behinderung der Brennstoffkühlung anzunehmen ist. Auf Basis dieser Untersuchungen wurden hinsichtlich der radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung drei Fälle von Kernschmelzabläufen analysiert: a) Kernschmelzen unter Wasser, b) Kernschmelze in Atmosphäre mit Restwasser und c) Kernschmelze in Atmosphäre und aus Schmelzfragmenten.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wurde für die abdeckenden Auswirkungen eines Kernschmelzens eine Risikobewertung unter Berücksichtigung von unfallbedingten Absturzhäufigkeiten und möglichen Personenschäden in der Umgebung der Anlage vorgenommen mit dem Ergebnis, dass ein Ereignis „Flugzeugabsturz“ dem Restrisiko zugeordnet wird /18/.

Der Betreiber verweist in seinem Überprüfungsbericht auf eine Neubewertung der Absturzhäufigkeiten im Jahr 2002 durch den TÜV-Süddeutschland, bei der die Absturzhäufigkeiten in der Summe den Wert von  $3 \times 10^{-8}/a$  nicht überschreiten /19/. In dieser Statistik sind Kleinflugzeuge mit einer Masse kleiner 2 Mg nicht enthalten. Er merkt weiterhin dazu an, dass bzgl. schnell fliegender Militärflugzeuge konservativ die Daten aus dem übrigen Bundesgebiet verwendet und die Stilllegung des Flughafens Tempelhof sowie die geplante Inbetriebnahme des neuen Flughafens in Schönefeld noch nicht berücksichtigt wurden. Hinsichtlich des Einflusses des neuen Flughafens auf die Absturzhäufigkeit stellt der Betreiber fest, dass die Anlage außerhalb der aktuell veröffentlichten Flugkorridore liegen würde. Nach Meinung des Sachverständigen ist eine Berücksichtigung dieses Einflusses aber erst mit der Kenntnis über die endgültigen Flugrouten und entsprechenden Angaben zum Flugbetrieb sinnvoll möglich.

Für die Bewertung durch die RSK sind die Absturzhäufigkeiten und die darauf aufbauende Risikobetrachtung nur von begrenzter Bedeutung, da in die Robustheitsprüfung auch nicht unfallbedingte Einwirkungen durch Flugzeugabsturz einbezogen werden, für die derzeit keine probabilistische Bewertungsbasis vorliegt. Für die Bewertung solcher Einwirkungen sind die vorliegenden Ergebnisse der Untersuchungen zu den radiologischen Auswirkungen von Bedeutung. Dabei wurden die maximalen Folgen eines Flugzeugabsturzes untersucht.

---

Nach den vorliegenden, geprüften und im Jahr 2001 aktualisierten Erkenntnissen /20/ führt ein Kernschmelzen im Reaktorbecken, bei dem die Schmelze unter Wasser verbleibt, zu begrenzten radiologischen Auswirkungen in dem Sinne, dass die Eingreifrichtwerte für vorübergehende Katastrophenschutzmaßnahmen (Aufenthalt in Häusern /Eingreifwert 10 mSv/ sowie Einnahme von Jodtabletten für Kinder /Eingreifwert 50 mSv/) nur im Nahbereich der Anlage (kleiner 1 km<sup>2</sup>) und bei wenigen Wettersituationen überschritten werden. Ein solches Szenario ist nach den vorliegenden Unterlagen insbesondere bei Ereignissen mit begrenztem Wasserverlust oder bei Beeinträchtigungen der Kühlung der Brennelemente und des Abschaltsystems durch in die Becken gelangende Wrack- oder Gebäudeteile möglich und wird in den Unterlagen als maximale Auswirkung des Absturzes eines Kleinflugzeuges oder eines Hubschraubers auf das Reaktorgebäude behandelt.

Für einen Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude mit einem größeren Flugzeug weist der Betreiber auf bauliche Gegebenheiten hin, nach denen die Integrität der Becken nur bei bestimmten Aufprallsituationen gefährdet wäre, er schließt aber, wie auch der Sachverständige, nicht aus, dass es bei einem solchen Absturz auch zu einem Verlust der Beckenintegrität kommen kann. Freisetzungen aus einer Kernschmelze im trocken gefallenem Reaktorbecken führen zu Auswirkungen, bei denen die Eingreifrichtwerte für die oben genannten vorübergehenden Katastrophenschutzmaßnahmen deutlich überschritten werden und auch die Eingreifrichtwerte für weitere Katastrophenschutzmaßnahmen (Evakuierung /Eingreifwert 100 mSv/, Einnahme von Jodtabletten auch für Erwachsene /Eingreifwert 250 mSv/) überschritten werden. Nach den vorgelegten Unterlagen werden für die betroffenen Gebiete folgende maximalen Entfernungen mit 95 % Fraktile ausgewiesen:

- Evakuierung: 3 km,
- Aufenthalt in Häusern: 8 km,
- Jodtabletten für Kinder: 20 km und
- Jodtabletten für Erwachsene: 5 km.

Der Einfluss von Treibstoffbränden während der Freisetzungsphase von radioaktiven Stoffen ist bei den Analysen teilweise berücksichtigt worden und führt wegen des thermischen Auftriebs zu größeren Freisetzungshöhen und damit zu einer niedrigen Strahlenexposition für Einzelpersonen.

Da infolge eines Flugzeugabsturzes ein Kernschmelzen ohne Wasserüberdeckung mit erheblichen radiologischen Auswirkungen nicht ausgeschlossen werden kann, ist keiner der in Kap. 4.3 definierten Schutzgrade erfüllbar.

Nach Meinung der RSK sollten weitergehende Überlegungen zur Robustheit des BER-II bezüglich Flugzeugabsturz im Hinblick auf den Erhalt der Wirksamkeit von Notfall- und Katastrophenschutzmaßnahmen unter den Bedingungen eines solchen Ereignisses und deren Verbesserung angestellt werden. Dabei geht es sowohl um Maßnahmen zur Vermeidung eines Kernschmelzens (z. B. weitergehende Möglichkeiten einer Wassereinspeisung in betroffene Becken) als auch um mitigative Maßnahmen zur Reduzierung einer Freisetzung aus einer Kernschmelze. In diesem Zusammenhang sollten auch die vorhandenen Brandbekämpfungsmaßnahmen dahingehend überprüft werden, ob sie auch geeignet sind Treibstoffbrände, wie sie bei einem Absturz eines großen Verkehrsflugzeuges auf dem Anlagengelände

---

auftreten können, so zu beherrschen, dass die Wirksamkeit von in diesem Szenario relevanten vorgeplanten und ggf. auch weiterentwickelten Notfall- und Katastrophenschutzmaßnahmen nicht wesentlich eingeschränkt wird.

## **Explosionsdruckwelle**

Im Bericht des Betreibers /10/ werden die standortspezifischen Möglichkeiten für Explosionsdruckwellen aus Unfällen außerhalb der Anlage aufgezeigt und unter Berücksichtigung der nach heutigem Kenntnisstand zu unterstellenden Mengen und der jeweiligen Entfernungen untersucht. Darüber hinaus hat der Betreiber geprüft, welche sonstigen brennbaren oder explosiven Gase und Flüssigkeiten auf dem Gelände des HZB aktuell gelagert oder transportiert werden und welche Vorkehrungen getroffen sind, um Auswirkungen auf die Anlage zu vermeiden. Als Ergebnis seiner Untersuchungen ergibt sich, wie auch vom Sachverständigen bestätigt, dass sich die Bedingungen am Standort in Bezug auf die zu berücksichtigenden Szenarien, Transportwege und Umgangsorte innerhalb und außerhalb der Anlage nicht so verändert haben, dass eine neue Bewertung erforderlich wäre. Als maßgebende potenzielle Freisetzungsquelle für explosionsfähige Gase ist weiterhin das Wasserstoffinventar (ca. 9 kg) für die kalte Neutronenquelle in einem basisicher ausgelegten Pufferbehälter außerhalb des Reaktorgebäudes anzusehen. Nach Aussagen des Betreibers wurde zwischenzeitlich als zusätzliche Sicherheitsmaßnahme für Befüllungstätigkeiten ein Explosionsschutzbereich eingerichtet. Mögliche Auswirkungen einer Explosion im Bereich des Pufferbehälters und der zum Reaktorgebäude führenden Leitung führen nicht zu gravierenden Schäden am Reaktorgebäude. Bezüglich der Möglichkeit für einen Unfall mit einem Gastanker auf dem ca. 1 km entfernten Teltowkanal wird aufgezeigt und vom zuständigen Wasser- und Schifffahrtsamt bestätigt, dass im Zeitraum von 1990 bis 2011 keine Transporte mit Gastankern stattfanden und diese auch zukünftig aufgrund fehlender Infrastruktur nicht zu erwarten sind.

Basierend auf den vorgelegten Untersuchungen und der Bewertung des Sachverständigen kommt die RSK zu der Feststellung, dass der Schutzgrad 1 (Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen bei Einwirkungen nach heutigem Kenntnisstand) grundsätzlich erfüllt wird. Sie sieht aber noch ergänzenden Prüfbedarf hinsichtlich der maximalen Transportmengen von Wasserstoff bei der Befüllung des Pufferbehälters und deren Berücksichtigung bei der Bewertung möglicher Auswirkungen von Explosionsmöglichkeiten. Aufgrund der beschriebenen Entfernungen zu potenziellen Unfallorten außerhalb des HZB und der begrenzten Mengen von explosionsfähigen Stoffen innerhalb des HZB ist nach Meinung der RSK auch eine Zuordnung zum Schutzgrad 2 (Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen bei Einwirkungen mit höheren Lastannahmen) oder zum Schutzgrad 3 (keine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen aufgrund der Standortgegebenheiten) möglich. Dies bedarf aber einer weitergehenden Prüfung und Absicherung.

## **Brennbare Gase**

In diesem Abschnitt werden im Unterschied zum vorangehenden Abschnitt das mögliche Eindringen brennbarer Gase in sicherheitsrelevante Räume der Anlage sowie die dort vorhandenen Quellen betrachtet. Im Bericht des Betreibers /10/ werden die standortspezifischen Quellen brennbarer Gase aufgezeigt. Dabei

---

hat er auch die in den Laboren des HZB verwendeten Gase, die zur Kühlung an Experimenten verwendeten tiefkalten Gase und die Lagerung von Kraftstoffen sowie deren Transporte betrachtet. Das Eindringen von Rauchgasen über die Lüftungsanlagen wird über installierte Meldeeinrichtungen erkannt. Zur Detektion von Wasserstoff im Bereich der Zuleitung zur kalten Neutronenquelle sowie für spezifische Gase in Laborbereichen sind spezielle Überwachungseinrichtungen installiert. Nach Aussagen des Betreibers /10/ und des Sachverständigen /5/ sind aufgrund der geringen Mengen der im HZB oder in der Anlage vorhandenen brennbaren Gase, der räumlichen Gegebenheiten und der installierten Überwachungseinrichtungen keine vitalen Sicherheitsfunktionen gefährdet. Diese Aussage gilt auch für den Fall des möglichen Eindringens von Rauchgasen von außen über die Lüftungsanlagen. Auf die spezifischen Vorsorgemaßnahmen zum Einsatz von Wasserstoff im Bereich der Kalten Neutronenquelle wird im Abschnitt „Robustheit von Vorsorgemaßnahmen“ eingegangen.

Die RSK sieht anhand der vorliegenden Aussagen das Bewertungskriterium des Schutzgrads 3 (keine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen) als erfüllt an.

### **Toxische Gase**

Die Gefährdung durch toxische Gase wird im Bericht des Betreibers /10/ angesprochen. Im möglichen Eindringen solcher Gase sieht er zwar eine Gefährdung des Betriebspersonals, nicht aber der Sicherheit der Anlage. Da für den Erhalt von vitalen Sicherheitsfunktionen kein Personal erforderlich ist, ist der Schutzgrad 2 (keine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen) zutreffend.

### **5.2.3 FRM-II**

#### **Erdbeben**

Es liegen folgende Angaben zur Auslegung vor /21/:

Seismologisches Gutachten: Intensität: VI ½ (MSK), Überschreitenswahrscheinlichkeit  $3 \times 10^{-5}/a$

maximale horizontale Bodenbeschleunigung: 1,0 m/s<sup>2</sup>

maximale vertikale Beschleunigungskomponente: 0,5 m/s<sup>2</sup>

Starkbebendauer: 6 s

Bezüglich der Auswirkungen von erhöhten Erdbebenwirkungen auf die Anlage stellt der Betreiber fest, dass die Einhaltung der Schutzziele auch bei einem auslegungsüberschreitenden Erdbeben sichergestellt ist: er geht davon aus, dass die Abschaltung auch bei einem auslegungsüberschreitenden Erdbeben funktioniert, und für die Nachwärmeabfuhr die passiven Einrichtungen soweit zur Verfügung stehen, dass die Kühlung des Kerns weiterhin sichergestellt ist. Ein relevanter Beckenwasserverlust sei auch bei einem Erdbeben der Intensität VIII (MSK) nicht zu unterstellen.

---

Zu möglichen Folgeschäden (wie Überflutung, Brand, Zerstörung der Infrastruktur, Gebäudeversagen) führt der Betreiber /21/ aus, dass diese zu keiner Gefährdung führen würden. Ein Erdbebenfolgebrand wird durch die Auslegung der Feuerlöscheinrichtungen gegen Erdbeben beherrscht.

Gegen Belastungen aus Erdbeben ausgelegte Notfallmaßnahmen sollen u. a. die Versorgung mit Strom und die Bespeisung des Reaktorbeckens sicherstellen, damit die Schutzziele eingehalten werden.

In seinen Betrachtungen nimmt der Betreiber implizit Kredit davon, dass die baulichen, maschinentechnischen und elektrotechnischen Einrichtungen so ausgelegt sind, dass sie auch bei höheren erdbebenbedingten Einwirkungen integer oder funktionsfähig bleiben. Dabei ist zu berücksichtigen, dass es beim FRM-II für die Einhaltung der vitalen Sicherheitsfunktionen ausreicht, dass die Integrität von Reaktor- und Absetzbecken erhalten bleibt und die batterieversorgte Notkühlung für 3 Stunden betrieben wird. Die RSK sieht es anhand der Aussagen des Betreibers als möglich an, dass Bewertungskriterien des Levels 1 und ggf. 2 erfüllt werden können. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.

### **Hochwasser**

Als 10.000-jährliches Hochwasser wurde ein Bemessungswasserstand von 474,6 mNN mit einer Abflussmenge von 2.700 m<sup>3</sup>/s ermittelt. Das Forschungsreaktorgelände liegt auf 474,3 mNN, die Bauwerkshöhenkote  $\pm 0,0$  m liegt bei 474,5 mNN. Sicherheitstechnisch wichtige Gebäude werden beim 10.000-jährlichen Hochwasser mit temporären Maßnahmen (Steckbarrieren mit einer Höhe von 22 cm) vor einer Überflutung geschützt. Bei einem Pegelstand von 473,5 mNN wird die Anlage nach BHB abgefahren, verschiedene Maßnahmen wie Überprüfung des Dieselvorrates der Notstromdieselaggregate werden veranlasst /21/.

Ergebnisse zu Hochwasser-Betrachtungen mit höheren Abflüssen liegen nicht vor. Aufgrund des Einsatzes von temporären Maßnahmen beim 10.000-jährlichen Hochwasser kann eine Erhöhung der Abflussmenge verbunden mit einem höheren Pegelstand zu einem Eindringen von Wasser in sicherheitstechnisch wichtige Gebäude führen. Für die vitale Sicherheitsfunktion „Kühlung des Kerns“ ist das vorsorgliche Abfahren der Anlage von sicherheitstechnischer Bedeutung. Die für die Sicherheitsfunktionen erforderlichen Einrichtungen befinden sich oberhalb von +11,7 m (ca. 486 mNN) und sind daher nicht von einem auslegungsüberschreitenden Hochwasser betroffen /22/. Dementsprechend erfolgt eine Einstufung in Level 3.

### **Sonstige naturbedingte Einwirkungen**

Der Betreiber geht in seinem Bericht /21/ auf Einwirkungen durch Sturm, Schneelasten, hohe und tiefe Temperaturen, Starkregen, Blitzschlag und Hangrutsche ein. Weitere naturbedingte Einwirkungen wie niedrige Wasserstände, Eis, Treibgut oder Schiffsunfälle werden aufgrund einer nicht erforderlichen Kühlwasserentnahme aus der Isar als nicht zu betrachten eingestuft. Insgesamt kommt der Betreiber zu der

---

Aussage, dass aufgrund des Anlagenkonzeptes und der Auslegung der Anlage keine Einschränkungen der vitalen Sicherheitsfunktionen durch sonstige naturbedingte Einwirkungen auftreten.

Über die nach konventionellen bautechnischen Vorschriften zu unterstellenden Einwirkungskombinationen hinaus wurden keine besonderen Betrachtungen durchgeführt.

Die RSK geht davon aus, dass die Aussagen des Betreibers zu den Auslegungsgrundlagen im atomrechtlichen Aufsichts- und Genehmigungsverfahren geprüft und bestätigt sind. Unter Berücksichtigung der Auslegung der Anlage gegen andere äußere Einwirkungen, insbesondere Flugzeugabsturz, sieht sie keinen weiteren Prüfbedarf.

### **Von konkreten Ereignisabläufen unabhängige erweiterte Postulate**

Für den FRM-II ist hinsichtlich der Robustheit zum Erhalt vitaler Sicherheitsfunktionen nur die Betrachtung von SBO von Bedeutung. Zur Vermeidung eines SBO ist beim FRM-II eine ringförmig aufgebaute Netzanbindung (20 kV-Mittelspannungsversorgung des Hochschulgeländes, ergänzt um einen sog. Notring) sowie zwei Dieselgeneratoren mit getrennten Notstromschienen vorhanden. Ergänzend sind für sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen Batterieversorgungen auf der 220 V- und der 24 V-Ebene vorhanden. Dazu gehören u. a. die batteriegestützte Versorgung der Notkühlpumpen und die batteriegestützte Versorgung von Reaktorschutz und Sicherheitsleittechnik für mindestens drei Stunden. Nach drei Stunden erfolgt die Kühlung des Kerns über Naturumlauf. Die vitalen Sicherheitsfunktionen sind bei einem  $SBO > 2$  Stunden eingehalten.

Darüber hinaus wurde im Rahmen des Genehmigungsverfahrens gezeigt, dass ein vollständiger Ausfall der aktiven Not- und Nachkühleinrichtungen nicht zu einem Schaden am Brennelement führt /23/.

Nach Ansicht der RSK ist das Robustheitskriterium erfüllt.

### **Robustheit von Vorsorgemaßnahmen**

- VM zur Verhinderung raumübergreifender Brände insbesondere in den Gebäuden, in denen in benachbarten Räumen sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen und hohe Brandlasten und Zündquellen vorhanden sind.

In den Unterlagen des Betreibers /21/ wird dargestellt, dass der FRM-II ein durchgängiges Brandschutzkonzept entsprechend dem kerntechnischen Regelwerk aufweist, eine Einteilung der baulichen Anlagen in Brandabschnitte und Brandbekämpfungsabschnitte ist vorhanden. Insbesondere bilden Bereiche mit hohen Brandlasten wie z. B. Kabeltrassen separate Brandbekämpfungsabschnitte. Ansonsten sind Brandlasten minimiert, redundante Sicherheitseinrichtungen zur Reaktorabschaltung und Kernkühlung sind brandschutztechnisch getrennt. Zudem sind Löschanlagen sowie Brandmeldeeinrichtungen vorhanden.

---

Brände im Bereich der anlagentechnischen Einrichtungen der Kalten Neutronenquelle haben das Potenzial, zu einer Freisetzung von D2 zu führen, so dass eine nachfolgende anlageninterne Explosion möglich sein kann. Allerdings sind die Einrichtungen der vitalen Sicherheitsfunktionen räumlich entfernt angeordnet, so dass hieraus keine Beeinträchtigung dieser Funktionen resultiert.

Hinsichtlich der Robustheit der Anlage gegenüber anlageninternen Brandszenarien, bei denen die Integrität des Reaktor- und Umsetzbeckens (z. B. Dichtheit der Strahlrohre) betroffen sein könnte, sind in den Unterlagen keine Angaben enthalten. Diese Brände könnten Rückwirkungen auf die baulichen Einrichtungen sowie die Barrieren der Strahlrohreinheiten haben.

Die RSK kommt insgesamt zu der Einschätzung, dass bei einem Versagen der VM zur Verhinderung raumübergreifender Brände die vitalen Sicherheitsfunktionen nach dem derzeitigen Kenntnissstand nicht betroffen sind; eine gesicherte Einstufung in die Level ist auf Basis der vorliegenden Unterlagen aber nicht möglich.

- VM zur Verhinderung von auslegungüberschreitenden Kühlkanalblockaden

Die Vorsorge gegen auslegungüberschreitende Kühlkanalblockaden basiert auf passiven Maßnahmen wie einem Sieb im Primärkreis nach dem Brennelement und vor den Primärkreispumpen, einem Sieb im Primärkreis nach den Primärpumpen und einem Sieb innerhalb des Brennelements /24/. Daher ist Level 1 erfüllt (Versagen passiver Maßnahmen muss nicht unterstellt werden).

Auch die radiologischen Auswirkungen in der Umgebung der Anlage würden bei Nichtwirksamkeit der VM unterhalb der Werte liegen, die eine Evakuierung der Bevölkerung erfordert /25/.

- VM zur Verhinderung des Integritätsverlustes von Reaktor- und BE-Lagerbecken mit der Folge eines Wasserverlustes und eines Ausfalls der BE-Kühlung wie
  - Zwei-Barrieren-Prinzip im Bereich der Strahlrohre,
  - aktive Isolierungsmaßnahmen bei Lecks in Anschlussleitungen,
  - VM gegen Absturz, Anprall oder Kippen schwerer Lasten z. B. auf oder in das Reaktor- und Brennelementlagerbecken sowie im Bereich der Strahlrohre zur Verhinderung von größeren Brennelementschäden oder des Ausfalls der Brennelementkühlung infolge größerer Wasserverluste aus den Becken und
  - VM zur Verhinderung von anlageninternen Explosionen.

In den Unterlagen des Betreibers /21/ wird dargestellt, dass beim FRM-II der Schutz gegen einen Beckenwasserverlust durch mehrere Barrieren bei den Strahlrohreinheiten und durch Maßnahmen gegen Leerhebern des Beckens durch Siphonbrecher und durch eigenmediumgesteuerte Armaturen, sichergestellt ist. Beim Transport von schweren Lasten über den Beckenbereich wird die Anlage vorsorglich abgeschaltet, das in der Kalten Quelle vorhandene D2 wird in spezielle Speicher verbracht.

---

Als Notfallmaßnahme steht die Beckenwassereinspeisung zur Verfügung, mit der bei Leckagen der Füllstand im Becken gehalten werden soll.

Nach Ansicht der RSK hat die Sicherstellung der Integrität des Reaktorbeckens eine zentrale Bedeutung, nur dann ist die Kühlung des Kerns und der bestrahlten Brennelemente durch deren erforderliche Wasserüberdeckung sichergestellt. Dazu sind an den Strahlrohreinheiten zwei Barrieren gegen Beckenwasserverlust vorhanden. Die äußere Barriere an den Strahlrohreinheiten (außer am Strahlrohr 11, dort ist ein Schieber vorhanden) ist als Doppelfenster aus Aluminium angelegt, dessen Innenraum auf Undichtigkeiten überwacht wird.

Es gibt beim FRM-II keine aktiven Isolierungsmaßnahmen bei Lecks in Anschlussleitungen, sondern passiv wirkende Einrichtungen wie Siphonbrecher gegen das Leerhebern der Becken bei Lecks oder Brüchen in Leitungen, die in Verbindung mit den Becken stehen (wie z. B. die BE-Lagerbeckenkühlung). Ein Wasserverlust durch Lecks in den Primärkühlleitungen wird durch bauliche Maßnahmen (sog. Primärzelle enthält Primärkühlpumpen und Primärwärmetauscher) begrenzt. Durch eigenmediumgesteuerte Armaturen, erfolgt kein Leerhebern des Reaktorbeckens bei Schäden am Moderatorsystem.

Auch wenn in den Unterlagen des Betreibers ausgewiesen ist, dass beim Transport von schweren Lasten im Beckenbereich die Anlage vorsorglich abgeschaltet wird, reichen die vorgelegten Unterlagen insgesamt nicht aus, um eine Level-Einstufung vornehmen zu können.

An der Beckenaußenwand sind massive Abschirmungen aufgebaut, um zum einen die experimentellen Einrichtungen vor Störstrahlung sowie das Personal vor Strahlenexposition zu schützen. Eine postulierte mechanische Einwirkung bei der Handhabung auf die an der Außenseite des Beckens liegende 2. Barriere gegen Beckenwasserverlust könnte zu einer Beschädigung dieser Barriere führen, eine Einwirkung auf die innenliegende 1. Barriere gegen Beckenwasserverlust (Strahlrohrnase) ist dabei aber nicht plausibel.

Zu Auswirkungen aus dem Versagen von Vorsorgemaßnahmen gegen anlageninterne Explosionen durch das im Moderatorsystem bei Betrieb gebildete Radiolysegas, durch das in der Kalten Neutronenquelle vorhandene D<sub>2</sub> oder aus dem heißen Graphit-Kern (ca. 2.600 K) der Heißen Neutronenquelle sind in den Unterlagen des Betreibers keine Angaben enthalten. Eine Bewertung bedarf der Vorlage zusätzlicher Informationen.

- VM zur Verhinderung von anlageninternen Überflutungen mit sicherheitsrelevanten Auswirkungen

In den Unterlagen des Betreibers /21/ wird dargestellt, dass bei einer anlageninternen Überflutung beim FRM-II anfallende Wässer so gesammelt und abgeführt werden, dass sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen nicht ausfallen können. Entsprechendes gilt für die Sammlung und Abführung von Löschwasser.

---

Die für die Sicherheitsfunktionen erforderlichen Einrichtungen befinden sich auf der Gebäudeebene +11,7 m (ca. 486 mNN). Sie sind aufgrund ihrer Lage nicht von anlageninternen Überflutungen betroffen. Dementsprechend erfolgt eine Einstufung in Level 2.

- VM zur Verhinderung von unzulässigen Reaktivitätsänderungen durch Handhabungsfehler im Bereich des Reaktorbeckens (z. B. Einsatz unzulässiger Materialien, Fehlbedienungen, Einfluss von Experimentiereinrichtungen)

Hierzu gibt es keine Ausführungen des Betreibers. Die Betriebserfahrungen aus ausländischen Forschungsreaktoren geben Hinweise, dass diese Einflüsse nicht nur hypothetisch sind /26/.

Gemäß Darstellung im Sicherheitsbericht /27/ sind die Reaktivitätsrückwirkungen bei einem Temperaturanstieg für den Reaktorkern des FRM II insgesamt negativ. Ebenso sind die Reaktivitätsrückwirkungen des D2O Moderators bei einer Temperaturerhöhung bei Betriebstemperatur in ihrer Gesamtheit negativ. Insgesamt weist der Reaktor bei einem Leistungsanstieg ein selbststabilisierendes Verhalten auf (inhärent sichere Kernausslegung).

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wurden die Folgen von hypothetischen Reaktivitätseinträgen (3 \$) untersucht. Diese sollen ggf. auftretende Reaktivitätseinträge abdecken. Hinweise darauf, dass der Wert von 3 \$ überschritten werden könnte, liegen nicht vor. Vor diesem Hintergrund werden seitens der RSK hinsichtlich der Vorsorgemaßnahmen zur Verhinderung von unzulässigen Reaktivitätsänderungen keine weiteren Anforderungen abgeleitet.

Die RSK kommt insgesamt zu dem Ergebnis, dass eine Einstufung der Robustheit der Vorsorgemaßnahmen in die Level 1 oder 2 nur teilweise möglich ist.

### **Erschwerende Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen**

Der Betreiber geht in seinem Bericht zu erschwerenden Randbedingungen für die Durchführung von Notfallmaßnahmen ausführlich auf die personellen und technischen Randbedingungen zur Umsetzung von Notfallmaßnahmen ein.

Im Betriebsreglement sind folgende anlageninternen Notfallmaßnahmen mit Angaben zum notwendigen Personal und zu erforderlichen Hilfsmitteln festgeschrieben:

- Ablassen des Moderators,
- Abschalten von Zu- und Abluft,
- Bespeisung BE-Becken/Kernnotentladung und
- Herstellen 400 V-Notversorgung.

---

Eine sinngemäße anlagenspezifische Umsetzung der „Rahmenempfehlung für die Planung von Notfallmaßnahmen durch die Betreiber von Kernkraftwerken“ aus dem Jahr 2010 ist nach den Angaben des Betreibers erfolgt, die Umsetzung ist allerdings nicht detailliert nachgewiesen worden. Die RSK sieht es als zielführend an, eine Überprüfung des Notfallschutzkonzeptes entsprechend der generischen Bewertung mit Bezug auf Kap. 5.1 vorzunehmen, um eine aktualisierte und systematische Darstellung und Weiterentwicklung zu gewährleisten.

Ergänzend wird nachfolgend auf einzelne Notfallmaßnahmen und erschwerende Randbedingungen entsprechend übertragbarer Fragestellungen der RSK für Kernkraftwerke eingegangen.

Nach Angaben des Betreibers können von der Notwarte aus über den Reaktorschutz die Sicherheitsfunktionen Reaktorschnellabschaltung, Start der Notkühlpumpen und der Lüftungstechnische Gebäudeabschluss der Reaktorhalle ausgelöst werden. Ferner kann die Anlage überwacht werden. Dazu gehört z. B. die Überwachung des Füllstandes der BE-Becken nach Flugzeugabsturz oder die Dosisleistung in der Reaktorhalle. Neben der Notwarte steht ein Besprechungsraum als Einsatzraum für die Notfallorganisation bereit. Zudem stehen auf dem Hochschulgelände in größerem Abstand zur Anlage weitere Räume für die Notfallorganisation zur Verfügung, Betriebsdaten der Anlage stehen dort aber nicht zur Verfügung.

Zur externen Kommunikation stehen im Ereignisfall verschiedene Möglichkeiten zur Verfügung, von Satellitentelefon bis zu Standleitungen zu Polizei und Feuerwehr. Eine Aussage, ob diese Kommunikationseinrichtungen auch bei Ausfall der Stromversorgung funktionieren, ist in den Unterlagen des Betreibers nicht enthalten. Diesbezügliche organisatorische Maßnahmen wie Alarmierungen sind in der Alarmordnung geregelt. Die Bildung eines Krisenstabes ist bislang nicht vorgesehen.

Die vorhandene Störfallinstrumentierung des FRM-II ist im erforderlichen Umfang gegen Erdbeben und Flugzeugabsturz ausgelegt. Als Bemessungsgröße für die Störfallfestigkeit der Messkanäle der Übersichts- und Weitbereichsanzeige, wurde der radiologische Auslegungsstörfall (postulierter begrenzter BE-Schaden) und die Dosisleistung bei einer Kernschmelze berücksichtigt.

Hinsichtlich der Verfügbarkeit von technischem Gerät, um Zugang zu Gebäuden herzustellen, führt der Betreiber aus, dass zwei stationäre Teleskoplader auf dem Forschungsgelände stationiert sind. Zusätzlich stehen verschiedene Flurförderfahrzeuge auf dem Gelände sowie die Fahrzeuge der Werkfeuerwehr zur Verfügung.

Zur Stromversorgung von anlageninternen Notfallmaßnahmen führt der Betreiber aus, dass nur die Beckenwassereinspeisung mit externen Pumpen (einschließlich externer Stromversorgung) bei Totalausfall der Spannungsversorgung möglich ist.

Die RSK empfiehlt mit Bezug auf die in Kap. 5.1 vorzusehende Überprüfung des Notfallschutzkonzeptes, die Einspeisung von Kühlwasser in das Reaktorbecken als Notfallmaßnahme durch technische Maßnahmen, die einen Zugang in die Reaktorhalle nicht erfordern, zu ergänzen. Die RSK empfiehlt ferner, eine Untersuchung

---

der Karenzzeiten und der Grenzwerte für das Einleiten von Notfallmaßnahmen im Aufsichtsverfahren. Ferner wird die Bildung einer Notfallorganisation empfohlen mit der Festlegung von Aufgaben und Zuständigkeiten, die im Betriebsreglement festzuhalten ist.

### **Flugzeugabsturz**

Der Betreiber stellt dar, dass bei der Auslegung des Reaktorgebäudes der Aufprall eines Flugzeuges entsprechend den Lastannahmen aus den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren zugrunde gelegt wurde (Vollschutz) /21/. Dabei wurden auch induzierte Erschütterungen berücksichtigt, sogar für Komponenten der experimentellen Einrichtungen außerhalb des entkoppelten Bereiches. In einer weiteren Betrachtung wurde der gezielte Absturz eines vollgetankten Verkehrsflugzeuges vom Typ Boeing 747-400 untersucht. Die Ergebnisse dieser Untersuchung sind als amtliche Verschlussache (VS-nfD) eingestuft und wurden der ad-hoc-AG Forschungsreaktoren der RSK von der Landesbehörde als ergänzende Unterlage /28/ für ihre Prüfungen zur Verfügung gestellt.

Durch die bauliche Auslegung des Reaktorgebäudes in Verbindung mit der Entkopplung von Reaktor- und Absetzbecken von den Gebäudeaußenwandungen wird die Integrität von Reaktor- und Absetzbecken sichergestellt. Damit wird die Wasserüberdeckung des Kerns sowie der bestrahlten Brennelemente bei Flugzeugabsturz erreicht. Treibstoffbrände außerhalb des Reaktorgebäudes und Druckwellen durch Verbrennung von zerstäubtem Kerosin führen zu keiner Beeinträchtigung des baulichen Schutzes.

Gegen die Auswirkungen von Ereignisfolgen wie z. B. das Leerhebern des Reaktor- und Absetzbeckens wurde durch eigenmediumgesteuerte Armaturen, die speziell für den Lastfall Flugzeugabsturz vorgesehen sind, Vorsorge getroffen.

Die RSK kommt aufgrund der Auslegung des Reaktorgebäudes und sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen (mit Lastannahmen nach RSK-Leitlinie), der bau- und anlagentechnischen Gegebenheiten des FRM-II (z. B. entkoppeltes Reaktor- und Absetzbecken, Einrichtungen für vitale Sicherheitsfunktionen nur im Reaktorgebäude) sowie aufgrund der Erkenntnisse aus von der Landesbehörde vorgelegten ergänzenden Unterlagen zu den Auswirkungen des gezielten Absturzes eines großen Verkehrsflugzeuges zu der Feststellung, dass die Anlage den Schutzgrad 3 (Schutz für großes Verkehrsflugzeug) erfüllt.

### **Explosionsdruckwelle**

Im Bericht des Betreibers /21/ werden die standortspezifischen Möglichkeiten für Explosionsdruckwellen aufgezeigt. Aufgrund der im weiteren Umfeld der Anlage vorhandenen gasführenden Leitungen sind im Rahmen des Genehmigungsverfahrens entsprechende Untersuchungen durchgeführt worden. Das Versagen der in ca. 1 km Entfernung liegenden Erdgashochdruckleitung mit nachfolgender Explosion führt zu einer Außenbelastung des Reaktorgebäudes von ca. 60 mbar. Diese Belastung ist durch die bauliche Auslegung des Reaktorgebäudes gegen Erdbeben und Flugzeugabsturz abgedeckt. Eine Gefährdung der vitalen Sicherheitsfunktionen resultiert hieraus nicht.

---

Die Anlage erfüllt den Schutzgrad 1 (Erhalt der vitalen Sicherheitsfunktionen bei Einwirkungen nach heutigem Kenntnisstand). Die RSK geht auf Basis der Aussagen des Betreibers zur Standortsituation und aufgrund der Auslegung des Reaktorgebäudes gegen Flugzeugabsturz davon aus, dass auch Lastannahmen entsprechend dem Schutzgrad 2 bei entsprechender Nachweisführung beherrscht werden können.

### **Brennbare Gase**

Im Bericht des Betreibers /21/ wird aufgezeigt, dass in der näheren Umgebung der Anlage keine relevanten gefährlichen Gase aus ortsfesten Einrichtungen oder auf Transportwegen zu betrachten sind.

Auf Basis ergänzender Informationen /29/ nach denen auch bei einem unterstellten Eindringen brennbarer Gase ein kurzfristiger Eintrag relevanter Gasmengen aufgrund der anlagentechnischen Gegebenheiten ausgeschlossen werden kann sieht die RSK die Bewertungskriterien des Schutzgrads 3 (keine Gefährdung vitaler Sicherheitsfunktionen) als erfüllt an.

### **Toxische Gase**

Die Gefährdung durch toxische Gase wird im Bericht des Betreibers /21/ nicht explizit angesprochen. Auf Basis ergänzender Informationen /30/ nach denen auch bei einem unterstellten Eindringen toxischer Gase die Nichtverfügbarkeit des Personals zu keinem Ausfall vitaler Sicherheitsfunktionen führt, sieht die RSK die Bewertungskriterien des Schutzgrads 2 als erfüllt an.

---

## 6 Unterlagen

- /1/ „Rahmenempfehlungen für die Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken“, Empfehlung der Strahlenschutzkommission und der Reaktor-Sicherheitskommission, verabschiedet in der 242. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 01./02. Juli 2010, gebilligt in der 244. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 03. November 2010, verabschiedet in der 429. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission am 14. Oktober 2010
- /2/ RSK-Stellungnahme „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“ 437. RSK-Sitzung vom 11. - 14. Mai 2011
- /3/ Anforderungskatalog für anlagenbezogene Überprüfungen deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan) Anlage 2 zum Ergebnisprotokoll der 434. RSK-Sitzung am 30.03.2011
- /4/ Schreiben des rheinlandpfälzischen Ministeriums für Wirtschaft, Klimaschutz, Energie und Landesplanung (MWKEL) zum Bericht der Johannes Gutenberg-Universität Mainz zum RSK-Fragenkatalog für den Forschungsreaktor TRIGA Mainz vom 13.10.2011
- /5/ TÜV Rheinland Industrie Service, „Sonderprüfung „Stresstest“ für den Forschungsreaktor BER II, Stellungnahme zu Fragen der Robustheit der Anlage in Anlehnung an die Sicherheitsüberprüfung für Leistungsreaktoren“, Berlin - Oktober 2011
- /6/ Stellungnahme des TÜV SÜD zum Bericht der Technischen Universität München (TUM) zum RSK-Fragenkatalog für den Forschungsreaktor München II (FRM-II) vom 28.10.2011
- /7/ Stellungnahme der Johannes Gutenberg-Universität Mainz zum RSK-Fragenkatalog für den Forschungsreaktor TRIGA Mainz vom Oktober 2011
- /8/ Sicherheitsbericht TRIGA Mark II Kernreaktor mit Pulseinrichtung der Johannes Gutenberg-Universität Mainz vom März 1962
- /9/ Schreiben des Ministeriums für Wirtschaft, Klimaschutz, Energie und Landesplanung (MWKEL) vom 17.04.2012 an das BMU und die RSK/ESK-Geschäftsstelle zum Entwurf der RSK Sicherheitsüberprüfung (SÜ) für Forschungsreaktoren vom 26.03.2012
- /10/ Kurzbeschreibung und Unterlagen zur Sonderüberprüfung des BER II - unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima – („Stresstest“) des Helmholtz-Zentrums Berlin für Materialien und Energie GmbH vom Oktober 2011

- 
- /11/ Sicherheitsbericht für den 10MW Betrieb des Forschungsreaktors BER-II, 3. Fassung, Band I vom August 1982;
- /12/ Interatom Notiz Nr. 54.06604.3 „A“: Konsequenzen des Ausfalls aller Primärumschleppumpen für den Kern, 21.01.1985
- /13/ Sicherheitsanalyse der Gesamtanlage BER II 1991-2001 der Hahn-Meitner-Institut Berlin GmbH vom August 2004;
- /14/ Stellungnahme des TÜV Rheinland/Berlin Brandenburg 2002, zum „Änderungsantrag 10/02 der Hahn-Meitner-Institut GmbH - Austausch von Fuß und Probenträger der drehbaren Bestrahlungsvorrichtung im Kern (DBVK)“, Kapitel 4.3.1 Reaktivitätseinflüsse, KS-03/6101
- /15/ E-Mail der Senatsverwaltung für Stadtentwicklung und Umwelt Berlin an die RSK/ESK-Geschäftsstelle vom 07.05.2012 bzgl. der „Frage zur Reaktivitätszufuhr durch bewegliche Experimente“
- /16/ Senatsverwaltung für Stadtentwicklung und Umwelt Berlin, „Entwurf der RSK-SÜ Forschungsreaktoren vom 26.03.2012“, Schreiben vom 19.04.2012, VIII A 11, einschl. Anlage
- /17/ Sicherheitsbericht KNQ BER-II der Hahn-Meitner-Institut GmbH, 5. Fassung, Febr. 1987
- /18/ Gutachterliche Stellungnahme der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) zu den vom Hahn-Meitner-Institut für den Forschungsreaktor BER II durchgeführten vertiefenden Untersuchungen der Einwirkungen von Außen vom April 1985
- /19/ Bericht des TÜV Süddeutschland: „Neubewertung der Absturzhäufigkeit von Hubschraubern und Flugzeugen“ für den Forschungsreaktor BER II des Hahn-Meitner Institut, BB-FZC1-MUC/wie, Berlin vom Dezember 2002
- /20/ Bericht der Forschungszentrum Karlsruhe GmbH: „Zu erwartende Strahlenbelastung nach Unfällen im Restrisikobereich des Forschungsreaktors BER II für verschiedene Bevölkerungsgruppen und verschiedene Expositionspfade“ vom Oktober 2001
- /21/ Bericht der Technischen Universität München (TUM) zum RSK-Fragenkatalog für den Forschungsreaktor München II (FRM II) vom Oktober 2011

- 
- /22/ E-Mail des Bayerischen Staatsministeriums für Umwelt und Gesundheit (StMUG) an die RSK/ESK-Geschäftsstelle vom 27.04.2012:  
Stellungnahme der Technischen Universität München (TUM) zur Sicherheit der Anlage bei einem auslegungüberschreitenden Hochwasser mit Anlagen:  
Betriebshandbuch der Hochflussneutronenquelle München (FRM II), Teil 3, Kapitel 3, Rev. g, Titel: Ereignisbeschreibungen, S24,  
Siemens Bericht KWU A1C-1301735-1, 3B 0320.0007 vom 23.09.96; Kapitel 3.1 Aufbau des Notkühlsystems,  
Siemens Systembeschreibung Notkühlsystem JNB00 2B 2300.001 KWU NLS2/95/0023);
- /23/ Gutachterliche Stellungnahme des TÜV Süddeutschland zur 3. TG des Forschungsreaktors München II (FRM II) vom Juli 2000, Teil 1: Einsatz eines Brennelementes;
- /24/ E-Mail des Bayerischen Staatsministeriums für Umwelt und Gesundheit (StMUG) an die RSK/ESK-Geschäftsstelle vom 27.04.2012:  
Stellungnahme der Technischen Universität München (TUM) zu Vorsorgemaßnahmen zur Verhinderung von auslegungüberschreitenden Kühlkanalblockaden mit den Anlagen:  
3 TG: Siemens Bericht KWU A1C-1300802-2, 3B 1100.0001, Rev. b vom 19.05.2000,  
2. TG: Siemens Bericht KWU NLS/95/0024 2B2100.0003, Rev. b, 02.09.97)
- /25/ Gemeinsame Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission „Forschungsreaktor München II (FRM-II) Standort und Sicherheitskonzept“  
Verabschiedet in der 133. Sitzung am 11./12. Oktober 1995, BANZ Nr. 26a vom 07. 02.1996
- /26/ GRS Weiterleitungsnachricht 83/08 vom 28.11.1983
- /27/ Sicherheitsbericht (Band I) der Technischen Universität München (TUM) und der Fa. Siemens für die Neutronenquelle München FRM II in Garching vom Oktober 1993
- /28/ Gutachterliche Stellungnahme des TÜV Süddeutschland zu den „Auswirkungen eines gezielten Absturzes einer vollbetankten Verkehrsmaschine auf den FRM-II vom Juni 2002 (VS-nfD)

- 
- /29/ E-Mail des Bayerischen Staatsministeriums für Umwelt und Gesundheit (StMUG) an die RSK/ESK-Geschäftsstelle vom 27.04.2012:  
Stellungnahme der Technischen Universität München (TUM) mit den Anlagen:  
Auszüge aus dem Sicherheitsbericht (Band I) der Technischen Universität München (TUM) und der Fa. Siemens für die Neutronenquelle München FRM II in Garching vom Oktober 1993, Kapitel 1.4 Gewerbe- und Industriebetriebe, militärische Anlagen S.1-7,  
Auszüge aus dem Bericht des TÜV Süddeutschland „FRM-II Errichtung der Systeme“, Kapitel 2.3.4 „Auslegungsüberschreitende Ereignisse“ 2.3-9, Kapitel 2.4.4 „Auslegungsüberschreitende Ereignisse 2.4-8, Stand 02.10.1997,  
Systembeschreibung der Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz (FRM II) „Lüftungstechnische Anlagen Kontrollbereich KLA“ OPA 00363, Rev. F, S. 1, 42;
- /30/ E-Mail des Bayerischen Staatsministeriums für Umwelt und Gesundheit (StMUG) an die RSK/ESK-Geschäftsstelle vom 27.04.2012  
Stellungnahme der Technischen Universität München (TUM) und ergänzende Stellungnahme des Bayerischen Staatsministeriums für Umwelt und Gesundheit (StMUG) mit Anlage;
- /31/ Bayerischen Staatsministeriums für Umwelt und Gesundheit (StMUG), „Unterlagen für die RSK gemäß Schreiben vom, 26.04.2012, Az.: BR260411\_RSK447/nie – Übersicht zum Stand der Übersendung an die Geschäftsstelle der RSK“, 27.04.2012