

Defizite und Regelwerksabweichungen des Atomkraftwerkes Gundremmingen

Autor: Prof. Dr. Manfred Mertins

Auftraggeber: Bundestagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen in Kooperation mit
Landtagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen Bayern

Köln, Dezember 2016

Peer Review: Lothar Hahn

Defizite und Regelwerksabweichung des Atomkraftwerkes Gundremmingen

Vorwort

Mit Schreiben vom 15.08.2016 /1/ veranlasste die Bundestagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen eine gutachterliche Stellungnahme zum Sicherheitsstand des AKW Gundremmingen mit der Aufgabe, die Erfüllung der in Bezug auf die nukleare Sicherheit erforderlichen Sicherheitsanforderungen zu prüfen. Als Grundlage der Bewertung soll das im Auftrag des BMUB von GRS und Physikerbüro Bremen erstellte Gutachten vom Winter 2015/2016 /2/ dienen. Folgende Leitfragen sind bei der Erstellung des Gutachtens zu beachten:

- Welche Belege und Indizien gibt es im BMUB-Gutachten sowie anderweitig dafür, dass das AKW nicht den deutschen "Sicherheitsanforderungen an KKW" entspricht und insbesondere das System „ZUNA“ kein Sicherheitssystem ist?
- Inwiefern wurden im BMUB-Gutachten alle Fragen auftragsgemäß bearbeitet oder nicht, und ggf. welche fachlichen Schwachpunkte enthält es?

Der der Bewertung zu Grunde zu legende sicherheitstechnische Maßstab soll sich am Stand von Wissenschaft und Technik orientieren. Soweit keine einschlägigen nationalen Regelungen hierzu vorliegen, sind relevante Erkenntnisse aus Sicherheitsanalysen und -beurteilungen sowie dem internationalen Stand einzubeziehen.

Inhalt

1	Beschreibung des Auftrags	5
2	Kurzbeschreibung des AKW KRB mit Schwerpunkt der Not- und Nachkühlung im AKW KRB.....	6
3	Erläuterungen zur Auslegung des Not- und Nachkühlsystems des AKW KRB aus Sicht des Betreibers sowie aus behördlicher und gutachterlicher Sicht	8
3.1	Angaben des <i>Betreibers</i> zur Auslegung des Not- und Nachkühlsystems, insbesondere gegen Erdbeben	8
3.2	Aktuelle Position der zuständigen <i>Behörde</i> (Bayerisches Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit) zur Auslegung des Nachkühlsystems des AKW KRB gegen Erdbeben.....	16
3.3	Standpunkte von <i>Behörde und Gutachtern</i> zur Auslegung des Not- und Nachkühlsystems zum Zeitpunkt der Errichtung des AKW KRB in Bezug auf die Notwendigkeit eines Zwischenkühlkreises als Teil des Not- und Nachkühlsystems	18
4	Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik (Bewertungsmaßstab).....	23
5	Inhaltliche Schwächen an der Aufgabenstellung des BMUB zur Erstellung des BMUB-Gutachtens und am Gutachten selbst.....	24
5.1	Aufgabenstellung des BMUB zur Erstellung der Stellungnahme	24
5.1.1	Anmerkungen zu dem in der Aufgabenstellung des BMUB vorgegebenen Bewertungsmaßstab	24
5.1.2	Anmerkungen zur Darstellung des Bewertungsgegenstandes in der BMUB Aufgabenstellung.....	26
5.2	Handwerkliche und inhaltliche Schwächen des BMUB-Gutachtens	35
6	Bewertung der Erfüllung der Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik durch das AKW KRB.....	45
6.1	Aussagen im BMUB-Gutachten zur Einordnung des ZUNA als Sicherheitssystem.....	45

6.1.1	Bisherige Aussagen zur sicherheitstechnischen Einstufung des ZUNA ...	45
6.1.2	Redundanzen in den Not- und Nachkühlsystemen	47
6.1.3	Vermaschungen des ZUNA mit vorhandenen Einrichtungen.....	49
6.1.4	Aussagen im BMUB-Gutachten zum Erfordernis von Handmaßnahmen in Störfallabläufen	50
6.1.5	Zur Durchgängigkeit der Erdbebenauslegung.....	51
6.1.6	Aussagen im BMUB-Gutachten zur Erfordernis von Notfallschutzmaßnahmen bei Folgeereignissen.....	54
6.1.7	Notwendigkeit eines Zwischenkühlkreises als Teil des Not- und Nachkühlsystems.....	56
6.2	Schutzkonzept gegen übergreifende Einwirkungen	60
7	Zusammenfassende Bewertung	61
7.1	Welche Belege und Indizien gibt es im BMUB-Gutachten sowie anderweitig dafür, dass das AKW nicht den deutschen "Sicherheitsanforderungen an KKW" entspricht und insbesondere das System „ZUNA“ kein Sicherheitssystem ist?	61
7.2	Inwiefern wurden im BMUB-Gutachten alle Fragen auftragsgemäß und vollständig bearbeitet oder nicht, und ggf. welche fachlichen und handwerklichen Schwachpunkte enthält es?.....	66
8	Literaturverzeichnis.....	68

Anhang 1: Angaben zum AKW KRB mit Schwerpunkt der Not- und Nachkühlung im AKW KRB

Anhang 2: Weitere Erläuterungen zum anzuwendenden Bewertungsmaßstab

1 Beschreibung des Auftrags

Mit Schreiben vom 15.08.2016 /1/ veranlasste die Bundestagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen eine gutachterliche Stellungnahme zum Sicherheitsstand des AKW Gundremmingen (KRB) mit der Aufgabe, die Erfüllung der in Bezug auf die nukleare Sicherheit erforderlichen "Sicherheitsanforderungen an KKW" zu prüfen. Als Grundlage der Bewertung soll das im Auftrag des BMUB von GRS und Physikerbüro Bremen erstellte Gutachten (im Weiteren BMUB-Gutachten) vom Winter 2015/2016 /2/ dienen.

Der der Bewertung zu Grunde zu legende sicherheitstechnische Maßstab soll sich gemäß „Rahmenrichtlinie über die Gestaltung von Sachverständigengutachten“ /14/ am Stand von Wissenschaft und Technik orientieren. Es heißt dort unter 2.c) „Das Gutachten muss die Bewertungsmaßstäbe darlegen, anhand derer gemäß § 7 Abs. 2 Nr. 3¹ des Atomgesetzes die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Schadensvorsorge unter Berücksichtigung der einschlägigen Regeln und Richtlinien bestätigt werden kann.“. Demnach wären, soweit im Einzelfall keine einschlägigen nationalen Regeln und Richtlinien vorliegen bzw. diese nicht den Stand von Wissenschaft und Technik repräsentieren, relevante Erkenntnisse aus Sicherheitsanalysen und -beurteilungen sowie dem internationalen Stand zur Ermittlung des Standes von Wissenschaft und Technik heranzuziehen.

Die gutachterliche Stellungnahme soll die Regelwerks(non)konformität des KRB und dabei insbesondere das im Auftrag des BMUB von GRS und Physikerbüro Bremen erstellte Gutachten vom Winter 2015/2016 bewerten. Das BMUB-Gutachten liegt offiziell vor, teilweise, insbesondere im Kapitel 3 jedoch erheblich geschwärzt. Ebenso liegt der diesbezügliche Gutachtens-Auftrag vor /53/.

Die Leitfragen der Aufgabenstellung der zu erstellenden gutachterlichen Stellungnahme konzentrieren sich insbesondere auf die folgenden Einzelfragen:

- Welche Belege und Indizien gibt es im BMUB-Gutachten sowie anderweitig dafür, dass das KRB nicht den deutschen AKW-Sicherheitsanforderungen entspricht und insbesondere das System „ZUNA“² kein Sicherheitssystem ist?

¹ Aktuell gilt das Atomgesetz „Atomgesetz in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), das durch Artikel 1 des Gesetzes vom 26. Juli 2016 (BGBl. I S. 1843) geändert worden ist“

² ZUNA: Zusätzliches unabhängiges Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem

- Inwiefern wurden im BMUB-Gutachten alle Fragen auftragsgemäß und vollständig bearbeitet oder nicht, und ggf. welche fachlichen und handwerklichen Schwachpunkte enthält es?

Das folgende Kapitel 2 enthält eine Kurzbeschreibung des AKW KRB. Im Kapitel 3 wird ein Überblick über sicherheitsrelevante Bewertungen seitens der Behörde sowie der beteiligten Gutachter zum Sachverhalt „Notkühlung“ im AKW KRB gegeben. Kapitel 4 beschreibt den dieser gutachterlichen Stellungnahme zu Grunde gelegten Bewertungsmaßstab. In den Kapiteln 5 und 6 werden die in diesem Gutachten auftragsgemäß zu bearbeitenden Fragestellungen behandelt. In Kapitel 7 werden die wesentlichen Ergebnisse und Aussagen dieses Gutachtens zusammengefasst.

2 Kurzbeschreibung des AKW KRB mit Schwerpunkt der Not- und Nachkühlung im AKW KRB

Als Grundlage für die Anlagenkurzbeschreibung dienen Informationen aus /4/, /23/ und /25/.³

Beim AKW KRB handelt es sich um eine Doppelblockanlage, bestehend aus den zwei Siedewasserreaktoren (Blöcke B und C) mit einer Gesamtleistung von 2.572 MW (Megawatt). Der Block B wurde erstmalig am 16.03.1984 mit dem elektrischen Netz synchronisiert. Die kommerzielle Inbetriebnahme erfolgte am 19.07.1984. Die erste Synchronisation des Blocks C mit dem elektrischen Netz erfolgte am 02.11.1984, die kommerzielle Inbetriebnahme am 18.01.1985 (sh. hierzu auch Bild 1 und die Angaben in /37/).

Betreiber des AKW Gundremmingen ist die „Kernkraftwerk Gundremmingen GmbH (KGG)“. KGG gehört zu 75 % der in Essen ansässigen RWE Power AG und zu 25 % der in Hannover ansässigen E.ON Kernkraft GmbH.

Am 15.03.1974 stellten RWE und die Bayernwerk Aktiengesellschaft beim Bayerischen Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen den Genehmigungsantrag

³ Informationen aus /4/, /23/ und /25/ wurden textidentisch übernommen insoweit hierin keine sicherheitstechnisch relevanten Bewertungen enthalten sind, ansonsten erfolgten entsprechende textliche Abänderungen.

gemäß § 7 Atomgesetz auf Errichtung und Betrieb einer Doppelblockanlage neben dem am Standort bereits erbauten, seit 1977 stillgelegten und rückgebauten, 250-MW-Atomkraftwerk KRB, Block A.

Der Standort des AKW KRB liegt im bayerischen Regierungsbezirk Schwaben, Landkreis Günzburg, am rechten Donauufer bei Flusskilometer 2551.



Bild 1: AKW KRB /55/

Das Zentrum der Stadt Günzburg liegt im WSW-Sektor in 11,6 km Entfernung. Das Zentrum des nächst gelegenen Orts, Gundremmingen, liegt in südlicher Richtung 1,6 km entfernt.

Die Donau wird im Standortbereich durch eine Staustufenkette der Oberen Donaukraftwerke zur Stromerzeugung genutzt. Die Kühlwasserversorgung der Kraftwerksblöcke KRB erfolgt aus der Stauhaltung Faimingen mit einem Speichervolumen von 1,7 Millionen m³. Die Stauhöhen betragen zwischen 429,5 m und 428,0 m über NN. Das bisher höchste gemessene Hochwasser im Bereich des Standorts stellte sich auf 432,87 m im Jahr 1926 ein.

Das Kraftwerksgelände wurde aufgeschüttet auf 433,0 m über NN. Die Auslegung der Gebäude gegen Hochwasser beträgt 434,5 m über NN.

Pro Block ist jeweils ein BE⁴-Lagerbecken innerhalb des Reaktorgebäudes angeordnet.

Weitere Angaben zum AKW KRB mit Schwerpunkt der Not- und Nachkühlung enthält Anhang 1.

3 Erläuterungen zur Auslegung des Not- und Nachkühlsystems des AKW KRB aus Sicht des Betreibers sowie aus behördlicher und gutachterlicher Sicht

3.1 Angaben des *Betreibers* zur Auslegung des Not- und Nachkühlsystems, insbesondere gegen Erdbeben

In /23/ führt der Betreiber des AKW KRB in Bezug auf die Auslegung der Notkühleinrichtungen aus⁵:

„Für das Kernkraftwerk Gundremmingen II wurden im Rahmen der Errichtung ingenieur-seismologische Parameter für ein „Auslegungserdbeben“ und ein „Sicherheitserdbeben“ bestimmt. Nach den heute geltenden Normen wird nur noch ein maßgebendes Erdbeben für die seismischen Einwirkungen bestimmt. Dieses heute gültige „Bemessungserdbeben“ ist für die Anlage KRB II mit dem damaligen Sicherheitserdbeben gleichzusetzen.

Im Erdbebenfall wird unabhängig von einer tatsächlichen Schädigung grundsätzlich von folgenden Randbedingungen ausgegangen:

- Alle nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Systeme und Anlagenteile stehen nicht zur Verfügung. Dies beinhaltet auch Systemtechnik, die in nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Bauwerken untergebracht ist.

⁴ BE - Brennelement

⁵ Siehe hierzu die Erläuterung in Fußnote 3

- Eintritt des Notstromfalls, da der Verlust der externen Stromversorgung unterstellt wird.
- Nichtverfügbarkeit der Warte.
- Keine Hilfsmaßnahmen von außerhalb der Anlage innerhalb einer Autarkiezeit von 10 Stunden.

Die Sicherheitsteileinrichtungen der Redundanzen 2 und 3 mit Notstromdiesel, der erforderlichen Leittechnik und den entsprechenden Systemen und Komponenten sind vollständig gegen die bei einem Bemessungserdbeben auftretenden Lasten ausgelegt und in entsprechend geschützten Gebäuden untergebracht. Die elektrischen Versorgungsschienen dieser Redundanzen befinden sich in den gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Notstromdieselgebäuden und werden von den dort aufgestellten Notstromdieselaggregaten versorgt. Der vorgehaltene Dieselmotorkraftstoffvorrat ermöglicht dabei einen Betrieb der Notstromdieselaggregate für einen Zeitraum von mindestens 72 Stunden“.

„Die Teilsysteme des Reaktorschutzes der Redundanzen 2 und 3 sind zusammen mit einer batteriegestützten unterbrechungsfreien Gleichstromversorgung im erdbebenausgelegten Reaktorgebäude untergebracht.“

"Der Durchdringungsabschluss (DDA) der SHB⁶-Durchdringungsarmaturen wird durch den Reaktorschutz ausgelöst. Die Ansteuerung der drehmobetriebenen DDA-Armaturen erfolgt durch die Reaktorschutzteilsysteme 2 und 3. Die entsprechenden Antriebe sind im erforderlichen Umfang an die unterbrechungsfreie Batterieversorgung der jeweiligen Redundanz angeschlossen. Das Schließen der DDA-Armaturen in den Frischdampf- und Speisewasserleitungen ist aufgrund der „fail safe“-Auslegung selbst bei einer unterstellten Zerstörung der im nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegten Schaltanlagegebäude aufgebauten zugeordneten Reaktorschutzteilsysteme bzw. deren Energieversorgung sichergestellt. Die Durchdringungsarmaturen der Frischdampfleitungen schließen eigenmedium betätigt, der DDA der Speisewasserleitungen wird durch die Rückschlagfunktion gewährleistet.

⁶ SHB - Sicherheitsbehälter

Durch das Schließen der Durchdringungsarmaturen wird das Reaktorkühlsystem auf den Bereich der Druckführenden Umschließung (DfU) begrenzt. Die DfU und ihre Anlagenteile sind ebenfalls gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt. Eine nachfolgende RDB Druckbegrenzung und ggf. Druckentlastung erfolgt über die Sicherheits- und Entlastungsventile des Druckbegrenzungs- und Entlastungssystems. Diese Ventile werden über batterieversorgte Magnet- und zusätzlich über Federvorsteuerventile aus den gegen EVA gesicherten Reaktorschutzteilsystemen heraus angesteuert.

Zur Nachwärmeabfuhr und Erhaltung des Kühlmittels sind die Kühlketten der Redundanzen 2 und 3 vorgesehen. Die Nachwärme wird über Nachkühler des nuklearen Nachkühlsystems an das nukleare Zwischenkühlsystem abgeführt. Das nukleare Zwischenkühlsystem gibt die Wärme über Zwischenkühler wiederum an das nukleare Nebenkühlwassersystem und damit letztendlich an den Fluss ab“.

„Die RDB-Bespeisung kann in jeder Redundanz über eine Hoch- und zusätzlich über eine Niederdruckpumpe erfolgen. Sämtliche benötigte Komponenten sind aufgrund ihrer Auslegung auch bei einem Bemessungserdbeben voll funktionsfähig.“

Weiter wird durch den Betreiber in /23/ ausgeführt:

„Sollten beide Redundanzen un verfügbar sein, steht zusätzlich das Zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem zur Verfügung. Das ZUNA-System besteht aus dem nuklearen Nachkühlsystem TH4 und dem nuklearen Nebenkühlwassersystem VE4. Wärme aus der Kondensationskammer wird über ZUNA-Nachkühler an das Nebenkühlwassersystem VE4 abgegeben. Das Nebenkühlwassersystem VE4 gibt die Wärme über Nasszellenkühler im Rückkühlbauwerk an die Atmosphäre ab und ist damit unabhängig von der normalen Wärmesenke „Donau“. Das ZUNA-System verfügt über eine eigene Notstromversorgung durch den ZUNA-Notstromdiesel, der im ZUNA Notstromdieselgebäude aufgestellt ist sowie eine unterbrechungsfreie Gleichstromversorgung über Batterien. Die Ansteuerung der ZUNA-Systeme erfolgt durch ein separat dem ZUNA-System zugeordnetes Reaktorschutzteilsystem 5, welches im ZUNA Gebäude untergebracht ist. Sämtliche für im Anforderungsfall benötigten Komponenten des ZUNA-Systems, wie z. B. die ZUNA-Vorpumpe, die ZUNA-Einspeisepumpe, die Nebenkühlwasserpumpe und die Nasszellenventilatoren sind gegen die beim Bemessungserdbeben auftretenden Belastungen ausgelegt.“

Damit stehen auch ohne Berücksichtigung des nachgerüsteten ZUNA Systems alle Sicherheitsfunktionen (durch die Redundanzen 2 und 3) redundant zur Verfügung (n+1).“

Schlussfolgernd wird betreiberseits ausgeführt:

„Auch ohne Berücksichtigung der aus dem nicht in vollem Umfang für Erdbeben ausgelegten Schaltanlagegebäude angesteuerten Systeme der Redundanz 1 wird ein Einzelfehler an beliebiger Stelle beherrscht. Bei Berücksichtigung des nachgerüsteten ZUNA Systems steht eine weitere Redundanz zur Verfügung (n+2), so dass auch nach einem Erdbeben ein Instandhaltungsfall und ein zusätzlicher Einzelfehler beherrscht werden.“

„Die betrieblichen Kühlstränge des Brennelementlagerbeckens sind nicht auf Funktion nach Erdbeben ausgelegt, so dass mit ihrem Ausfall gerechnet werden muss. Auslegungsgemäß erfolgt in diesem Fall die Lagerbeckenkühlung durch die Nachkühlketten der Redundanzen 2 und 3, wobei mit dem Nachkühlstrang 2 eine direkte Lagerbeckenkühlung möglich ist. Mit allen drei Nachkühlketten (im Erdbebenfall mit den Nachkühlketten 2 und 3) kann darüber hinaus die BE-Lagerbeckenkühlung durch die sog. Überlaufkühlung parallel zur KOKA⁷-Kühlung sichergestellt werden.“

In Bezug auf die Auslegung von Bauwerksstrukturen wird in /23/ ausgeführt:

„Die für die Funktion der beschriebenen Sicherheitsfunktionen relevanten Bauwerksstrukturen sind:

- der Sicherheitsbehälter mit Kondensationskammer,
- das Reaktorgebäude mit dem BE-Lagerbecken,
- die Kühlwasserbauwerke,
- die Notstromdieselgebäude,
- die Verbindungskanäle zwischen sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden der Redundanzen 2 und 3,
- die Gebäude des ZUNA-Systems:

⁷ KOKA - Kondensationskammer

- ZUNA-Gebäude,
- ZUNA-Notstromdieselgebäude und
- ZUNA-Rückkühlbauwerk.

Diese Bauwerksstrukturen sind als EK⁸-I-Bauwerke gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt und stehen demnach im Erdbebenfall zur Verfügung.

Die Überwachung der Anlage und erforderliche Schaltheandlungen, die gemäß BHB auszuführen sind, können bei einem erdbebenbedingten Ausfall der Warte von den Teilsteuerstellen (TEST) der Redundanzen 2 oder 3 erfolgen. Die TEST sind im Reaktorgebäude in den jeweiligen Redundanzräumen untergebracht und bei einem Bemessungserdbeben aufgrund der Auslegung voll funktionsfähig“.

Für alle bei einem Erdbeben unterstellten Folgeereignisse soll eine Autarkiezeit von 10 Stunden gewährleistet sein, bevor Handeingriffe erforderlich werden. Die nach einem Erdbeben durchzuführenden Maßnahmen und die Vorgehensweise bei der Besetzung der TEST sind in den Betriebsführungsunterlagen beschrieben. Die Betriebsführungsunterlagen sollen auf den Teilsteuerstellen vorhanden sein.

„Auch bei einem Versagen des Reaktorhilfsanlagegebäudes ist die Zugänglichkeit zu den TEST im Reaktorgebäude entweder über die Materialschleuse oder über die gegen Bemessungserdbeben gesicherten Notstromdieselgebäude und entsprechende Kabelkanäle möglich, die räumlich getrennt an das Reaktorgebäude anschließen. Aufgrund der Auslegung der Systeme und Komponenten im Reaktorgebäude und der Anordnung der Teilsteuerstellen ist sichergestellt, dass auch unter Berücksichtigung von Erdbebenfolgeschäden die Zugänglichkeit zu den Teilsteuerstellen gewährleistet bleibt.

Das ZUNA-System besitzt einen eigenen gegen Bemessungserdbeben ausgelegten Leitstand im ZUNA-Gebäude. Zum Betrieb des ZUNA-Systems ist es jedoch nicht erforderlich, dass der Leitstand besetzt wird.“

⁸ EK - Erdbebenklassifizierung nach KTA 2201.1 "Auslegung von Kernkraftwerke gegen seismische Einwirkungen", 2011-11 (EK 1: „Anlagenteile und bauliche Anlagen, die zur Erreichung der unter Abschnitt 1 genannten Schutzziele und zur Begrenzung der Strahlenexposition erforderlich sind.“)

Aufgrund der Anlagenauslegung sollen zur Beherrschung eines Bemessungserdbebens weder Notfallmaßnahmen noch mobile Ausrüstungen zum Schutz vor Kern-Schäden oder Schäden an BE außerhalb des RDB erforderlich sein.“

In Bezug auf Folgewirkungen des Erdbebens wird in /23/ ausgeführt:

„Die indirekten Auswirkungen eines Erdbebens können hervorgerufen werden durch:

- Versagen von nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegten Strukturen, Systemen und Komponenten innerhalb der Anlagen und den entsprechenden Folgen wie Brand, Überflutung etc.
- Ausfall der externen Stromversorgung
- Folgeschäden außerhalb der Anlage, die sich auf die Sicherheit der Anlage auswirken können, z. B. das Versagen von Wehranlagen etc.“

Zu den nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegten Strukturen, Systemen und Komponenten wird in /23/ ausgeführt:

„Zwischen sicherheitstechnisch wichtigen Gebäuden und ihren Nachbargebäuden besteht eine hinreichend breite Fuge, um ein Aneinanderschlagen der beim Erdbeben schwingenden Bauwerke zu verhindern. Gleichzeitig sind die Gebäude so angeordnet, dass keine Schädigung von sicherheitstechnisch relevanten Gebäuden durch Trümmer Teile von nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Gebäuden eintreten kann.

Da im Rahmen der ZUNA-Nachrüstung ein Standsicherheitsnachweis für das Maschinenhaus für den Lastfall Bemessungserdbeben erbracht wurde, ist auch mit keiner Schädigung des ZUNA-Gebäudes durch Trümmer des Maschinenhauses zu rechnen.

Die räumlich getrennten redundanten Nebenkühlwasserleitungen und Kabeltrassen, die im Gelände verlaufen, sind aufgrund ihres Flugzeugwrackteilschutzes durch ausreichende Erdüberdeckung bzw. Schutzplatten gegen Gebäudetrümmer geschützt.

In den Gebäuden mit zur Erdbebenbeherrschung erforderlichen Systemen und Komponenten wurden Systeme und Komponenten, deren Funktion nach Erdbeben nicht erforderlich sind, grundsätzlich so ausgelegt, dass deren Versagen nicht zu unzulässigen

Folgeschäden an zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemen und Komponenten führen kann (Erdbebenklasse IIa⁹).“

„Weiterhin wurden auch alle heißgehenden Systeme im Reaktorgebäude auf Integrität ausgelegt, so dass die Zugänglichkeit zu den Teilsteuerstellen in jedem Fall gewährleistet bleibt.

Im Rahmen der Bewertung von möglichen Folgeschäden durch nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegte Komponenten wurden auch die energiereichen Großbehälter (insbesondere im Maschinenhaus) überprüft. Sofern unzulässige Folgeschäden bei einem spontanen Versagen nicht ausgeschlossen werden konnten (wie z. B. beim Speisewasserbehälter), wurden diese Komponenten so ausgelegt, dass es nicht zu einem spontanen Versagen nach Erdbeben kommen kann.

Teile der ZUNA-Rohrleitungen verlaufen durch das Reaktorhilfsanlagegebäude und das nukleare Betriebsgebäude. Zudem ist die ZUNA-Vorpumpe im Hilfsanlagegebäude aufgestellt. Im Rahmen der ZUNA-Nachrüstung wurde deshalb ein nachträglicher Standsicherheitsnachweis unter Berücksichtigung der Bauwerkszähigkeit für die entsprechenden Gebäude erbracht. Damit konnte gezeigt werden, dass das ZUNA-System beim Bemessungserdbeben verfügbar ist.

Im Rahmen der ZUNA-Nachrüstung erhielten alle Anlagenteile, die nicht als EK-I Anlagenteile ausgelegt werden mussten, einen Standsicherheitsnachweis als EK-IIa-Anlagenteile, womit Erdbebenfolgefehler auszuschließen sind. In den o. g. Gebäuden wurden alle Komponenten erfasst, die mögliche Folgeschäden am ZUNA-System erzeugen könnten. Für diese Komponenten wurden Erdbebennachweise erbracht.

Jedem Block sind alle zur Erdbebenbeherrschung erforderlichen Strukturen, Systeme und Komponenten fest zugeordnet. Wie vorstehend gezeigt wurde, können nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegte Strukturen, Systeme und Komponenten keine unzulässigen Folgewirkungen verursachen. Das gilt insbesondere auch für die blockgemein-

⁹ Klasse IIa gemäß KTA 2201.1 „Anlagenteile und bauliche Anlagen, die nicht zur Klasse I gehören, die aber durch bei einem Erdbeben an ihnen möglicherweise entstehenden Schäden und deren Folgewirkungen Anlagenteile oder bauliche Anlagen der Klasse I in ihrer sicherheitstechnischen Funktion beeinträchtigen können.“ Weitere Erläuterungen hierzu in KTA 2201.1

sam genutzten Strukturen, Systeme und Komponenten im nuklearen Betriebs- und Hilfsanlagengebäude. Die nukleare Nebenkühlwasserpumpe der Redundanz 2 des Blocks B ist in einem gemeinsamen Gebäude mit der entsprechenden Pumpe von Redundanz 3 des Blocks C angeordnet. Da das gesamte Gebäude mit den darin befindlichen Systemen und Komponenten gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt ist, kann es durch Versagen von nicht gegen Bemessungserdbeben ausgelegten Strukturen, Systeme und Komponenten auch nicht zu unzulässigen Folgewirkungen auf den Nachbarblock kommen. Diese Aussage gilt analog auch für die anderen beiden Nebenkühlwasserpumpen und die Notstromdiesel. Damit ist die vollständige Rückwirkungsfreiheit zwischen den Blöcken B und C gegeben.

Im Rahmen des Schutzkonzepts zur Beherrschung äußerer Einwirkungen wird grundsätzlich vom Verlust der externen Stromversorgung ausgegangen, unabhängig von der tatsächlichen Erdbebenstärke. Demnach ist konservativ der Verlust der externen Stromversorgung als Folgewirkung des Erdbebens berücksichtigt. Die Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher wird durch die redundanten, gegen Bemessungserdbeben ausgelegten Notstromdiesel der Redundanz 2 und 3 sowie erforderlichenfalls zusätzlich durch die diversitären, ebenfalls gegen Bemessungserdbeben ausgelegten ZUNA-Notstromdiesel sichergestellt. Der Ausfall der nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Notstromdiesel der Redundanz 1 sowie der beiden „Verfügbarkeitsnotstromdiesel“ (Erdbebenfolgewirkung) wurde im Rahmen der Auslegung der Anlage berücksichtigt und wird beherrscht.“

Fazit aus den Darlegungen des Betreibers:

- *Auch ohne Berücksichtigung der aus dem nicht in vollem Umfang für Erdbeben ausgelegten Schaltanlagegebäude angesteuerten Systeme der Redundanz 1 soll durch die gegen das Bemessungserdbeben ausgelegten Redundanzen 2 und 3 ein Einzelfehler (n+1) beherrscht werden.
Bei Berücksichtigung des nachgerüsteten ZUNA Systems würde eine weitere Redundanz im Sicherheitssystem zur Verfügung stehen, so dass auch nach einem Erdbeben ein Instandhaltungsfall und ein zusätzlicher Einzelfehler beherrscht werden könnte (n+2).*
- *Teile der ZUNA-Rohrleitungen verlaufen durch das nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegte Reaktorhilfsanlagengebäude und das ebenfalls nicht dagegen ausgelegte nukleare Betriebsgebäude. Zudem ist die ZUNA-Vorpumpe im Hilfsanlagengebäude aufgestellt.*

Im Rahmen der ZUNA-Nachrüstung soll ein nachträglicher Standsicherheitsnachweis für diese Gebäude unter Berücksichtigung deren Bauwerkszähigkeit erbracht worden sein. Damit soll nach Angaben des Betreibers gezeigt werden sein, dass das ZUNA-System beim Bemessungserdbeben verfügbar ist.

- *Die Gebäude des ZUNA-Systems (ZUNA-Gebäude, ZUNA-Notstromdieselgebäude und ZUNA-Rückkühlbauwerk) sind nach den Betreiberangaben als EK-I-Bauwerke gegen das Bemessungserdbeben ausgelegt.*
- *Die betrieblichen Kühlstränge des Brennelementlagerbeckens sind nicht auf Funktion nach Erdbeben ausgelegt, so dass mit ihrem Ausfall gerechnet werden muss. Auslegungsgemäß erfolgt in diesem Fall die Lagerbeckenkühlung durch die Nachkühlketten der Redundanzen 2 und 3, wobei mit dem Nachkühlstrang 2 eine direkte Lagerbeckenkühlung möglich ist.*

3.2 Aktuelle Position der zuständigen Behörde (Bayerisches Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit) zur Auslegung des Nachkühlsystems des AKW KRB gegen Erdbeben

In einer Notiz des Bayerischen Staatsministeriums für Umwelt und Gesundheit vom 26.04.2013 /3/ zur Auslegung der Not- und Nachkühlssysteme des AKW KRB gegen Erdbeben wird ausgeführt:

„Alle drei Nachkühlketten sind mit identischen Hauptkomponenten (Pumpen, Armaturen, Rohrleitungen) aufgebaut und sind grundsätzlich gegen Einwirkungen von außen ausgelegt. Die Nachkühlketten 2 und 3 wurden hinsichtlich Integrität und Funktion für den Lastfall Sicherheitserdbeben (heute: Bemessungserdbeben, Intensität $I_{MSK} = 7$) ausgelegt. Das nukleare Nachkühlsystem TH1 wurde hinsichtlich Integrität ebenfalls für den Lastfall Bemessungserdbeben ausgelegt. Die übrigen Teile der Nachkühlkette 1 wurden für den Lastfall Auslegungserdbeben ($I_{MSK} = 6$) ausgelegt. Deshalb wird deterministisch unterstellt, dass die Nachkühlkette 1 beim Bemessungserdbeben nicht funktionsfähig ist.“

„Hingegen sind geplante Instandhaltungsvorgänge an Sicherheitseinrichtungen, also vorbeugende Instandhaltungsmaßnahmen am Sicherheitssystem während des Leistungsbetriebs (VIB) nur zulässig, wenn für den betroffenen Systemteil seine Funktion ersetzende oder seine Funktionsbereitschaft überflüssig machende Maßnahmen (z.B. Rückgriff auf andere Systeme) ergriffen werden. Dies bedeutet, dass VIB-Maßnahmen

nur bei Vorhandensein einer funktionellen (n+2) Redundanz zulässig sind. VIB-Maßnahmen wurden vor der Nachrüstung des ZUNA-Systems im Kernkraftwerk Gundremmingen nicht durchgeführt.“

„Erst seit der Inbetriebnahme des ZUNA-Systems steht für den Lastfall Bemessungserdbeben eine funktionelle (n+2) Auslegung zur Verfügung. Folgerichtig wurden VIB-Maßnahmen erst nach der Errichtung des ZUNA-Systems behördlich zugelassen. Sie sind dabei nur an Systemteilen erlaubt, deren sicherheitstechnische Funktion durch das ZUNA-System gleichwertig ersetzt wird. So sind z.B. VIB-Maßnahmen am Druckentlastungssystem nicht zulässig.“

Fazit aus der Position der zuständigen Behörde:

- *Im Erdbebenfall „Bemessungserdbeben“ ist im AKW KRB die Nachkühlkette TH1 als ausgefallen zu betrachten. Zur Nachwärmeabfuhr stehen nur die Nachkühlketten TH2 und TH3 zur Verfügung (n+1 Redundanz).*
- *Zur Kompensation von TH1 soll das System ZUNA eingesetzt werden können. Obwohl das ZUNA Systems, abweichend von den Notkühlketten TH2 und TH3 über keinen Zwischenkühlkreislauf verfügt und nicht für die Sicherheitsfunktion "Hochdruckeinspeisung"¹⁰ eingesetzt werden kann, kann nach Auffassung der Behörde das ZUNA als vollwertige Redundanz angesehen werden (Wiederherstellung der n+2 Redundanz).*
- *VIB¹¹-Maßnahmen wurden erst nach der Errichtung des ZUNA-Systems behördlich zugelassen.*

¹⁰ sh. Erläuterungen in 6.1.7

¹¹ VIB - Vorbeugende Instandhaltung

3.3 Standpunkte von *Behörde und Gutachtern* zur Auslegung des Not- und Nachkühlsystems zum Zeitpunkt der Errichtung des AKW KRB in Bezug auf die Notwendigkeit eines Zwischenkühlkreises als Teil des Not- und Nachkühlsystems

Gutachter/TÜV

- RSK: 105. Sitzung /17, 18, 40/:

„Vom Hersteller war beabsichtigt, die Zwischenkühlkreisläufe für die Nachkühlssysteme wegfällen zu lassen. Die RSK konnte dem nicht zustimmen. Sie ist der Ansicht, dass die Zwischenkühlkreise erfahrungsgemäß von großem Vorteil sind, weil sie hinsichtlich der Ableitung radioaktiver Stoffe bei Leckagen am Nachkühler eine Pufferwirkung besitzen.“

- RSK: 189. Sitzung /17, 41/:

„Die RSK stellt weiterhin fest, daß ihre Forderung nach einem Zwischenkühlkreis in den Nachkühlsträngen (vgl. 105. RSK-Sitzung) erfüllt ist.“

Ebenfalls führt die RSK aus: „Aus sicherheitstechnischer Sicht wird der Ausfall der Hauptwarte des Blockes B oder des Blockes C uneingeschränkt beherrscht. Jeder Block hat zwei Teilstuerstellen, die gegen Einwirkungen von außen geschützt sind. Die bei Ausfall einer Hauptwarte erforderlichen Sicherheitsfunktionen können von jeder der beiden Teilstuerstellen des betroffenen Blockes eingeleitet und überwacht werden.“

- Gutachten des TÜV Bayern aus 1975 /39/:

„7.2 Kühlkreisläufe

7.2.1 Nebenkühlwasser des Nachkühlsystems

Entsprechend dem Konzept des Not- und Nachkühlsystems ist für jedes der 3 Nachkühl-systeme eine eigene Kühlwasserversorgung vorgesehen. Nach L 7/4 bis L 7/6 besteht bezüglich des Aufbaues eine Abweichung zu bisherigen Konzepten. Es wird auf die An-ordnung eines Zwischenkühlkreises zwischen Nachkühlsystem und Flusswasser ver-zichtet, d.h. die Nachkühler werden direkt mit Flusswasser gekühlt. Damit wird das bisher übliche Auslegungsprinzip, den Übertritt von Aktivität in das Flusswasser durch zwei feststehende Metallbarrieren (passive Barrieren) zu verhindern, durchbrochen. Es sind

hier zwar auch insgesamt 2 Barrieren gegen den Übertritt von Aktivität in das Flusswasser vorgesehen, die 2. Metallbarriere (passive Barriere) wird jedoch durch eine Druckbarriere von ca. 1 bar (aktive Barriere) die durch laufende Pumpen kontinuierlich erzeugt werden muss, ersetzt.

7.2.1.1 Funktionelle Auslegung

Die im Kühlwasserpumpenhaus angeordnete Nebenkühlwasserpumpe fördert das Kühlwasser durch die entsprechenden Kühlstellen in das Kühlwassersammelbecken zurück. Zwischen Pumpenhaus und Reaktorgebäude erfolgt ein Abzweig zum zugeordneten Dieselgebäude.

Der in das Reaktorgebäude führende Strang ist innerhalb des Gebäudes im Vorlauf durch zwei Rückschlagklappen, die durch einen Motorantrieb geschlossen werden können, gegen Rückströmen abgesichert. Auf der Druckseite ist nach einer Absperrklappe üblicher Bauart eine zusätzliche, durch ein Fallgewicht absperrbare Klappe vorgesehen (L 7/7). Diese Klappe kann durch einen mit Öldruck beaufschlagten Kolben geöffnet werden. Hinter dieser Klappe folgt eine fest eingestellte Drossel, die den zur Druckhaltung nötigen Druck bei Betrieb der Nebenkühlwasserpumpe liefern soll. Außer den eigentlichen Nachkühlern versorgt der Nebenkühlwasserstrang im Reaktorgebäude noch verschiedene systemeigene Kühlstellen des Nachkühlsystems.

Nach L 7/4 ist der Grundgedanke einer Auslegung der Nachkühlssysteme ohne Zwischenkühlkreis gewesen, durch Vereinfachungen eine Erhöhung der Zuverlässigkeit zu erhalten, bei gleichzeitiger Bereitstellung von Maßnahmen gegen die Austragung von Aktivität in den Fluss. Die Begutachtung des Systems konzentriert sich hauptsächlich auf diese beiden Aspekte.

Zur Frage der Zuverlässigkeit eines Systems ohne Zwischenkühlkreis wurde von der Firma KWU eine vergleichende Untersuchung über die Zuverlässigkeit von Systemen mit und ohne Zwischenkühlkreis vorgelegt (L 7/8). Es ergeben sich darin keine wesentlichen Unterschiede zwischen beiden Varianten. Jedoch läßt sich feststellen, daß die Gesamtzahl der aktiven Komponenten (Pumpen, Ventile, Rückschlagklappen) beim System ohne Zwischenkühlkreis, bedingt durch relativ aufwendige Maßnahmen zur Druckhaltung, eher größer ist. Dadurch, dass bei Ausfall der Druckbarriere einige Armaturen geschlossen werden müssen, wächst grundsätzlich die Gefahr der Fehlbedienung

bei Anforderung des Systems. Wir müssen uns daher vorbehalten, im Laufe des weiteren Genehmigungsverfahrens eine Erhöhung der Redundanz einzelner Komponenten zu fordern.

Die Druckhaltung im System erfolgt bei Bereitschaftsstellung durch eine Füllpumpe, die gegen eine geschlossene Klappe fördert. Die Pumpe fördert über eine Mindestmengeneleitung in das Einlaufbecken zurück und ist in der Lage, kleinere Leckagen an Ventilen usw. abzudecken. Bei Ausfall der Druckhaltepumpe kann die Nebenkühlwasserpumpe zugeschaltet werden. Ihre Förderhöhe ist so bemessen, daß der erforderliche Überdruck bei voller Pumpenfördermenge gehalten werden kann. Wir sind der Meinung, daß diese durch redundante Maßnahmen aufrechterhaltene Druckbarriere einer Werkstoffbarriere in Bezug auf Aktivitätsaustritt gleichwertig ist.

Bei einem vollständigen Ausfall der Druckbarriere wird das System automatisch vollständig isoliert und ist dann im Bereitschaftszustand als ausgefallen zu betrachten. Beim Ausfall der Druckbarriere während eines Notkühlfalles soll die Isolierung des Systems ebenfalls vorgesehen werden. Außerdem soll nach L 7/9 auch das zugeordnete Nachkühlsystem abgesperrt werden. Dies setzt voraus, dass die Drucküberwachung Vorrang vor Reaktorschutzsignalen, die die Notkühlung anregen, haben muss und bedingt also eine Ausführung der Drucküberwachung in Reaktorschutzqualität. Mit der in L 7/5 angebotenen 2 v 3- Qualität lässt sich dies prinzipiell verwirklichen. Das Signal "Ausfall der Druckbarriere" ist jedoch nicht sicherheitsgerichtet. Wir haben hiergegen erhebliche Bedenken. Es muss auf jeden Fall sichergestellt sein, dass an Absperrarmaturen in den Notkühl- und Nebenkühlwassersystemen keine widersprüchlichen Reaktorschutzsignale anstehen (GB 7/4).

Die Durchströmung verschiedener kleiner Kühlstellen mit Flusswasser erhöht die Gefahr einer Verschmutzung erheblich. Zu diesem Zweck wird nach L 7/5 ein Drehfilter vorgesehen, das für eine ausreichende Vorreinigung sorgen soll. U.E. darf jedoch einem Filter nicht sicherheitstechnische Bedeutung zukommen. Es muss daher bei einem Kühlmittelverlustunfall durch den vorgesehenen Bypass umgangen werden. Daher muß der Nachweis geführt werden, dass ein langfristiger Notkühlbetrieb auch bei stark verschmutztem Donauwasser möglich ist (GB 7/5). Die zusätzliche Anordnung eines kleinen Zwischenkühlkreises für diese Kühlstellen, wie ursprünglich vorgesehen, würde die Zahl der notwendigen Komponenten weiter erhöhen und die Zuverlässigkeit gegenüber dem Konzept mit einem großen Zwischenkühlkreis weiter verschlechtern.“

Und weiter: „7.2.1.3 Zusammenfassung

In L 7/11 wurden die Wahrscheinlichkeit für den ungewollten Aktivitätsaustrag und die zu erwartende Aktivitätsfreisetzung im Schadensfall für die zwei Varianten Notkühlsystem mit bzw. ohne Zwischenkühlkreis untersucht. Hierbei ergaben sich keine gravierenden Unterschiede zwischen beiden Versionen für die ungewollte Aktivitätsabgabe. Als Vorteil gegenüber der Auslegung mit Zwischenkühlkreis ist bei der vorliegenden Konzeption zu erwähnen, dass hier lediglich keine kontinuierlichen schleichenden Betriebsleckagen auf Grund unvermeidbarer Zwischenkühlerundichtigkeiten auftreten. Diese sind jedoch von untergeordneter Bedeutung.

Wir halten das vorgesehene Konzept ohne Zwischenkühlkreis grundsätzlich für realisierbar, sehen jedoch keinerlei Vorteile gegenüber einer Version mit Zwischenkühlkreis. Die vom Antragsteller in L 7/4 gegebene Begründung "... durch Vereinfachungen eine Erhöhung der Zuverlässigkeit zu erhalten...." sehen wir mit dem vorliegenden Konzept als nicht realisiert an.

Die weiter oben aufgezeigten Nachteile des vorgelegten Konzeptes erfordern zu ihrer Kompensation umfangreiche technische Maßnahmen die sich bis zu später durchzuführenden Wiederholungsprüfungen auswirken werden. Diese Maßnahmen würden bei einem Nachkühlsystem mit Zwischenkühlkreis vermieden werden.“

– Gutachten des TÜV Bayern aus 1977 /5, 19/:

„Bei Einwirkungen von außen ist die Redundanz der Nachkühlsysteme reduziert, da die Energieversorgung und Steuerung sowie auch die Kühlwassersysteme des Stranges 1 nicht im gesicherten Bereich angeordnet sind.“

Über die Notwendigkeit des Zwischenkühlkreislaufes wird im TÜV Gutachten festgestellt:

“Das Nukleare Zwischenkühlsystem TF ist ein Teil der Nachkühlkette. Es übernimmt die vom Nuklearen Nachkühlsystem TH aufgenommene Wärme und gibt sie danach an das Nebenkühlwassersystem VE ab. Es verhindert bei möglichen Leckagen in den Nuklearen Nachkühlern eine unzulässige Aktivitätsfreisetzung in die Donau. Es kühlt zusätzlich zu den Nuklearen Nachkühlern für den Betrieb des Nach- und des Zwischenkühlsystems erforderliche Kühlstellen. Es sind dies die Motorkühler der Zwischenkühlpumpen und der

Hoch- und Niederdruckpumpen des Nuklearen Nachkühlsystems sowie die Kühler der Kältemaschinen der Umluftkühlanlagen der Teilsteuerstellen.

Das Nukleare Zwischenkühlsystem muss entsprechend seiner sicherheitstechnischen Bedeutung in jeder Betriebsphase der Reaktoranlage einsatzbereit und gegen die Auswirkungen aller zu betrachtenden Störfälle abgesichert sein.“

Behörde: Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen

Auf die Notwendigkeit eines Zwischenkühlkreislaufes als Teil der Not- und Nachkühlkette wird von der damaligen Genehmigungsbehörde - Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen – in der 1. Teilgenehmigung zur Errichtung des Kernkraftwerks Gundremmingen II (KRB II) /6/, im Zusammenhang der Beantwortung von Einwendungen hingewiesen:

„4.3.10. Die vorgesehenen Sicherheitsmaßnahmen würden nicht ausreichen, um zu gewährleisten, dass auch bei Störfällen keine Zunahme von Radioaktivität in der Abluft und/oder im Abwasser aufträte. Insbesondere könnten bei Korrosionsschäden an Kondensatorrohren radioaktive Stoffe in den Kühlwasserkreislauf übertreten. Es sei zu befürchten, dass die Dampffahne des Kühlturms radioaktiv verseucht sei.

Die Sicherheitseinrichtungen des geplanten Kernkraftwerks sind so ausgelegt, dass alle auch unter sehr ungünstigen Annahmen denkbaren Störfälle bis hin zum größten anzunehmenden Unfall (GAU) hinsichtlich der Aktivitätsfreisetzung über die Abluft oder das Abwasser sicher beherrscht werden können. Die aus der Donau entnommenen und wieder an sie zurückgeleiteten Kühlwasser für die verschiedenen Kühlsysteme der Nebenkühlkreise einschließlich der mit den Kühltürmen verbundenen Hauptkühlwasserkreisläufe sind gegen eine Verunreinigung durch die Radioaktivität führenden Wasserkreisläufe durch zwei Barrieren wirksam gesichert. Dabei wird die abzuführende Wärme über Wärmeaustauscher bzw. Kondensatoren an das Flusswasser bzw. über die Kühltürme an die Atmosphäre abgegeben. Eine zusätzliche Isolierung Aktivität führender Kühlstellen in den Nebenkühlkreisen wird durch die Einschaltung von geschlossenen Zwischenkühlkreisläufen herbeigeführt, deren aufbereitetes Kühlwasser laufend auf Radioaktivität überwacht wird.“

Die Genehmigung zur Errichtung des Zwischenkühlsystems als Teil der nuklearen Nachkühlkette wurde im Rahmen des 2. Teilgenehmigungsbescheides vom Dezember 1977 /7/ erteilt.

Fazit aus den Positionen von Gutachtern und Behörde zur Notwendigkeit von Zwischenkühlkreisläufen in Not- und Nachkühlssystemen:

- *Behörde und Gutachter begründen übereinstimmend die sicherheitstechnische Bedeutung und Notwendigkeit eines Zwischenkühlkreises als Bestandteil eines Not- und Nachkühlsystems.*
- *TÜV stufte die für den ursprünglich beabsichtigten Wegfall des Zwischenkühlkreises vom Genehmigungsinhaber vorgebrachten Argumente einer systemtechnischen Vereinfachung des Not- und Nachkühlsystems – im Gegensatz zu den Feststellungen des BMUB-Gutachtens, S. 152 („Die geringere Anzahl der aktiven Komponenten infolge des Fehlens eines Zwischenkühlkreises wirkt sich positiv auf die Zuverlässigkeit der ZUNA-Nachkühlkette aus.“)¹² - nicht als eine Erhöhung der Zuverlässigkeit einer Nachkühlkette ein.*
- *Demgegenüber wurde das ZUNA System ohne Zwischenkühlkreis errichtet, was im Gegensatz zu bisherigen Positionen der Behörde sowie der Gutachter RSK und TÜV zur Auslegung von Not- und Nachkühlssystemen steht.*

4 Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik (Bewertungsmaßstab)

In Deutschland gilt, ausgehend von höchstrichterlicher Rechtsprechung, dass sich die Vorsorge gegen Schäden aus der Errichtung und den Betrieb von AKW nach dem neuesten Stand von Wissenschaft und Technik richten muss: „Es muss diejenige Vorsorge gegen Schäden getroffen werden, die nach den neuesten wissenschaftlichen Erkenntnissen für erforderlich gehalten wird. Lässt sie sich technisch noch nicht verwirklichen,

¹² Im BMUB-Gutachten wird in Bezug auf die Zuverlässigkeit das Not- und Nachkühlsystem zwar das ZUNA behandelt, konkrete Zuverlässigkeitsanalysen liegen jedoch nicht vor. Insofern sind die Aussagen des TÜV zur Zuverlässigkeit das Not- und Nachkühlsystems zutreffend.

darf die Genehmigung nicht erteilt werden; die erforderliche Vorsorge wird mithin nicht durch das technisch gegenwärtig Machbare begrenzt.“¹³

Die sicherheitstechnische Grundlage der nach Stand von Wissenschaft und Technik als Bewertungsmaßstab anzuwendenden "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ ist durch das Defence-in-Depth Sicherheitskonzept, dass durch die ihm innewohnenden Funktions- und Wirkungsprinzipien auf den jeweils unabhängig auszubildenden Sicherheitsebenen dem zentralen Sicherheitsziel, Schutz der Barrieren gegen den Austritt radioaktiver Stoffe, dient, gegeben.

Detaillierte Angaben zum hier anzuwendenden Bewertungsmaßstab sind im Anhang 2 zusammenfassend dargelegt.

5 Inhaltliche Schwächen an der Aufgabenstellung des BMUB zur Erstellung des BMUB-Gutachtens und am Gutachten selbst

5.1 Aufgabenstellung des BMUB zur Erstellung der Stellungnahme

5.1.1 Anmerkungen zu dem in der Aufgabenstellung des BMUB vorgegebenen Bewertungsmaßstab

Gemäß „Rahmenrichtlinie über die Gestaltung von Sachverständigengutachten“ /14/ soll sich der der Bewertung zu Grunde zu legende sicherheitstechnische Maßstab am Stand von Wissenschaft und Technik orientieren. Es heißt dort unter 2.c) „Das Gutachten muss die Bewertungsmaßstäbe darlegen, anhand derer gemäß § 7 Abs. 2 Nr. 3 des Atomgesetzes die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Schadensvorsorge unter Berücksichtigung der einschlägigen Regeln und Richtlinien bestätigt werden kann.“

¹³ BVerfG 49, 89; sh. auch Roller in /47/, dort Teil 2: „Rechtswissenschaftliche Begutachtung der nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden“.

Mit der Aufgabenstellung des BMUB /53/ wird offensichtlich ein Hinweis auf den hier anzulegenden Bewertungsmaßstab gegeben. Es heißt dort: "Im Hinblick auf den dargestellten, für die weitere behördliche Vorgehensweise relevanten rechtlichen Rahmen ist unter Hinzuziehung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik, widerleglich vermutet beschrieben in dem aktuellen kerntechnischen Regelwerk, insbesondere den SiAnf (gemeint sind hier die "Sicherheitsanforderungen an KKW") und den relevanten KTA-Regeln, zu prüfen.....".

Jedenfalls haben die Verfasser des BMUB-Gutachtens erkennbar nicht geprüft inwiefern das in /53/ angegebene aktuelle kerntechnische Regelwerk in Bezug auf den Prüfgegenstand - „Einordnung des ZUNA in die Not- und Nachkühlkette“, also als Teil eines Sicherheitssystems - auch tatsächlich geeignet ist, die geforderte Prüfung nach dem Stand von Wissenschaft und Technik hinsichtlich der erforderlichen Detailliertheit und Vollständigkeit durchzuführen.

An keiner Stelle im BMUB-Gutachten wird nämlich die Frage gestellt und beantwortet, inwieweit die Regelungen in den "Sicherheitsanforderungen an KKW" und in den Regeln des KTA in Bezug auf den zu bewertenden Sachverhalt vollständig sowie ausreichend detailliert sind und ob sie diesbezüglich auch tatsächlich eine Bewertung nach Stand von Wissenschaft und Technik umfassend zulassen. Dies trifft insbesondere auch auf die Bewertung der Frage nach Notwendigkeit eines Zwischenkühlkreises als Teil einer Not- und Nachkühlkette zu. Hierzu gibt es zwar Empfehlungen in der KTA Regel 3301 /16/, dort im Anhang A in der „Liste der möglichen Systeme zum Anwendungsbereich der Regel“. Die Empfehlungen der IAEA im Safety Guide NS-G-1.9 /31/ sind z.B. weitaus präziser. Darüber hinaus existiert eine internationale Praxis, die z.B. die Integration eines Zwischenkühlkreises in ein Not- und Nachkühlsystem fordert (sh. hierzu Ausführungen unter Kapitel 4 und 6.1.7.

Fazit:

- *Die Frage, ob der in der Aufgabenstellung des BMUB angesprochene und im BMUB-Gutachten herangezogene Bewertungsmaßstab tatsächlich eine dem erforderlichen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Bewertung nach Zuordnung des ZUNA als Teil eines Sicherheitssystems zulässt und für alle im Gutachten angesprochenen Sachverhalte somit als abdeckend anzusehen ist, ist von den Autoren des BMUB-Gutachtens nicht gesondert geprüft worden und bleibt somit unbeantwortet.*

- *Der Verweis auf laufende RSK Beratungen (S. 9 und 184 – in Bezug auf die Brennelement-Lagerbeckenkühlung, S. 120 – in Bezug auf die Klassifizierung von Zwischen- und Nebenkühlwassersystemen) kann nicht, wie im BMUB-Gutachten praktiziert¹⁴, als Begründung für fehlende oder nicht hergeleitete Bewertungsmaßstäbe herangezogen werden.*

5.1.2 Anmerkungen zur Darstellung des Bewertungsgegenstandes in der BMUB Aufgabenstellung

5.1.2.1 Redundanzen im Sicherheitssystem

Die zentrale Fragestellung in der Aufgabenstellung des BMUB /53/ vom 16.06.2014 an die GRS und das Physikerbüro Bremen zur Erstellung einer "Stellungnahme zur Bewertung des Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem ZUNA des Kernkraftwerkes Gundremmingen als Teil des Sicherheitssystems (Sicherheitseinrichtung)" besteht darin zu prüfen, ob das bereits installierte ZUNA als eine vollwertige Redundanz im Not- und Nachkühlssystem des AKW KRB angesehen werden kann. Gemäß Aufgabenstellung sind hierbei insbesondere die Fälle zu betrachten, die aus Folgeereignissen nach Bemessungserdbeben resultieren.

In diesem Zusammenhang hat die folgende Passage in der Aufgabenstellung des BMUB-Gutachtens eine besondere Bedeutung, nämlich "relevant sind jene Fälle, in denen das vorhandene Sicherheitssystem mit den Redundanten 1, 2, 3, einschließlich Notstromversorgung, Leittechnik, Ansteuerung, Nachkühlketten und Hilfseinrichtungen nicht ausreicht."

Es ist nicht klar, worauf diese Aussage, dass relevant seien jene Fälle, „in denen das Sicherheitssystem nicht ausreicht“, zielt.

Im BMUB-Gutachten, S. 159 („Sachverhalt und Aussagen des Betreibers“, Kapitel 8.2 des BMUB-Gutachtens), findet man in diesem Zusammenhang dann noch die folgende Passage: " Gemäß /KRB 07f/ war zum Genehmigungszeitpunkt von KRB II nach dem damals geltenden Regelwerk bei Erdbeben die Beherrschung eines Einzelfehlers oder

¹⁴ Erläuterungen hierzu in 5.2

eines Instandhaltungsfalles gefordert. Daher wurde die Anlage im Konzept so genehmigt, dass bei Erdbeben ein Einzelfehler oder ein Instandhaltungsfall beherrscht wird. Mit dem nachgerüsteten ZUNA-System wird gemäß /KRB 07f/ dem zum Zeitpunkt der SÜ (Jahr 2007) gültigen Einzelfehlerkonzept, das die Beherrschung eines Einzelfehlers in Kombination mit einem Instandhaltungsfall auch bei Erdbeben fordert, Rechnung getragen."

Diese Passage wurde im Gutachten dann nicht weiter kommentiert. Festzustellen ist doch, dass das AKW KRB u.a. mit den drei Redundanzen im Not- und Nachkühlsystem, worauf sich die o.g. Passage in der Aufgabenstellung des BMUB zur Erstellung des BMUB-Gutachtens bezieht, seit Mitte der 80-er Jahre in Betrieb ist. ZUNA wurde dann erst Mitte der 90-er Jahre nachgerüstet.

Es ist eben falsch, dass erst seit einem „zum Zeitpunkt der SÜ (Jahr 2007) gültigen Einzelfehlerkonzept“ - die Beherrschung eines Einzelfehlers in Kombination mit einem Instandhaltungsfall auch bei Erdbeben - gefordert wird. Diese Anforderung bestand bereits zum Zeitpunkt der Errichtung des AKW KRB, wie mit den folgenden Ausführungen belegt wird:

Anforderungen aus dem vor der Veröffentlichung der "Sicherheitsanforderungen an KKW" gültigen kerntechnischen Regelwerk

- Notwendigkeit einer Berücksichtigung des Erdbebens bei der Auslegung

In der „Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für KKW mit DWR oder SWR“ vom 26.07.1976 /28/ ist das Erdbeben als ein im Sicherheitsbericht zu behandelnder Störfall aufgeführt. In der KTA 2201.1 vom 19.07.1975 sind bezüglich des zu führenden Nachweises weitere Angaben zu finden. Danach „sind Anlagenteile und bauliche Anlagen der Klasse 1 hinsichtlich ihrer Tragfähigkeit, Integrität, Funktionsfähigkeit so nachzuweisen, dass sie ihre jeweilige sicherheitstechnische Aufgabe im Falle eines Erdbebens erfüllen.“ Der Klasse 1 sind u.a. die Systeme zur Nachwärmeabfuhr zugeordnet.

In der 1. Teilgenehmigung zur Errichtung des KRB II vom 16.06.1975 /6/ wird ausgeführt, dass „.... bei der Auslegung der Anlage Naturereignisse wie Erdbeben berücksichtigt werden“. Und an anderer Stelle: „Auf der Grundlage dieses Gutachtens („von

Medvedev, Sponheuer und Karnic“) wurden die für das "Auslegungs- und Sicherheitserdbeben" anzunehmenden Beschleunigungswerte festgesetzt. Bei der Auslegung des Kernkraftwerks gegen Erdbeben wurden diese Werte berücksichtigt.“

Aus dem Errichtungsgutachten des TÜV Bayern vom Februar 1975 lassen sich folgende Anforderungen und Bewertungen entnehmen: „Alle Anlagenteile, die erforderlich sind, den Kernreaktor sicher abzuschalten, ihn im abgeschalteten Zustand zu halten und die Nachwärme abzuführen, müssen so ausgelegt sein, dass sie bei Auftreten des Sicherheitserdbebens ihre sicherheitstechnischen Aufgaben erfüllen.“...“Wir gehen davon aus, dass bei Eintritt des Sicherheitserdbebens die Bauwerke beschädigt werden können, ohne dass die Integrität der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme beeinträchtigt wird und dass die Anlage sicher abgefahren und unterkritisch gehalten werden kann.“

Fazit:

Das Nachwärmeabfuhrsystem ist der Erdbeben-Klasse 1 zuzuordnen. Es ist nachzuweisen, dass das Nachwärmeabfuhrsystem auch im Erdbebenfall funktionsfähig bleibt. Für AKW KRB wurde das Sicherheitserdbeben als Lastfall zu Grunde gelegt.

- Einzelfehlerkonzept bei der Auslegung des Nachwärmeabfuhrsystems

Im Errichtungsgutachten des TÜV Bayern vom Februar 1975 wird ausgeführt: "Außerdem müssen die Notkühlsysteme nach L 7 auch während Reparaturen bei gleichzeitigem Auftreten eines Einzelfehlers ihre sicherheitstechnische Aufgabe erfüllen können. Mit dem Bruch einer Kernflutleitung als auslösendem Ereignis bei gleichzeitiger Reparatur am Notkühlsystem 1 und Einzelfehler an der zweiten Kernflutleitung wäre bei dieser Schaltung ein Störfall denkbar, der nicht mehr beherrscht werden kann. Wir halten es daher für erforderlich, dass die Einspeiseschaltung so abgeändert wird, dass sowohl dieser unwahrscheinliche Störfall beherrscht als auch die oben angeführten Forderungen der Leitlinien erfüllt werden (GB 7/1). Nach unseren Untersuchungen ist eine derartige Änderung möglich, ohne dass das 3 x 100 % Konzept dabei in Frage gestellt wird."

In der 1. Teilgenehmigung zur Errichtung des KRB II vom 16.06.1975 heißt es, dass „Wegen der besonderen sicherheitstechnischen Bedeutung, je Reaktor drei gleichartige und voneinander völlig unabhängige Nachkühlsysteme vorgesehen sind, von denen jedes

- das gesamte Spektrum möglicher Reaktordrücke, Reaktortemperaturen und Bruchquerschnitte bei eventuellen Kühlmittelverlustunfällen beherrscht,
- die System- und Nachwärme sicher abführen kann und
- in seiner Versorgung mit Kühlwasser, Stark- und Schwachstrom sowie in seiner Leit- und Messtechnik völlig unabhängig von den anderen und räumlich getrennt ist.“

In der 1. Teilgenehmigung zur Errichtung des KRB II wird weiterhin ausgeführt, dass die RSK in ihrer 105. Sitzung am 25.6.1975 dem BMI empfohlen hat, der Errichtung des Kernkraftwerks am vorgesehenen Standort Gundremmingen zuzustimmen. Aus den Ausführungen der RSK vom 25.06.1975 kann man ergänzend entnehmen, dass die RSK davon ausgeht, dass „die in der RSK-Leitlinie für SWR aufgestellten Anforderungen erfüllt werden“.

In der RSK-LL für SWR vom 11.03.1975 /29/ findet man nun unter 4.5 (8), dass „die ausreichende Wirksamkeit der Kernnotkühlteilsysteme bei einem vom KMV unabhängigen Ausfall eines Stranges gewährleistet sein muss. Auch während Prüfungen und Reparaturen muss das Kernnotkühlsystem bei Auftreten eines unabhängigen Einzelfehlers seine sicherheitstechnische Aufgabe mit ausreichender Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit erfüllen“.

In den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 25.06.1975 wird im Kriterium 4.3 unter 1. eine ähnlich lautende Anforderung angegeben.

Fazit:

Aus den in Bezug genommenen genehmigungsrelevanten Unterlagen lässt sich eine Anforderung an die Auslegung des Nachwärmeabfuhrsystems ableiten, nämlich

- *Beherrschung des unabhängigen Ausfalls (Einzelfehler) und*
- *Beherrschung des Einzelfehlers bei Prüfungen und Reparaturen.*

Folglich ist eine (n+2) Auslegung für das Nachwärmeabfuhrsystem gefordert.

- Erdbeben und Gleichzeitigkeit eines Störfalles

Im Teilerrichtungsgutachten des TÜV Bayern vom Dezember 1979 für die 3. Teilgenehmigung zur Errichtung /52/ wurde das Sicherheitserdbeben als Störfall aufgeführt. Bezüglich der „Überlagerung von Belastungen“ ist konkret zum Sicherheitserdbeben der „Überlagerungslastfall“ Ausfall der Hauptwärmesenke benannt.

Zur Frage der Auslegung des Nachwärmeabfuhrsystems bei Störfällen ohne Kühlmittelverlust gibt die Ergänzende Interpretation zum Sicherheitskriterium 4.3 „Nachwärmeabfuhr nach Kühlmittelverlusten“ vom 28.11.1979 eine Antwort. Es heißt dort: „Die Forderungen des Kriteriums 4.3 an das System für die Nachwärmeabfuhr nach Kühlmittelverlusten gelten auch für die Systeme, die bei Störfällen ohne Kühlmittelverlust die notwendige Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern gewährleisten müssen. Demzufolge sind die Forderungen bezüglich Zuverlässigkeit gemäß Kriterium 1.1 und Beherrschung des Einzelfehlers während Instandhaltungsvorgängen auch an die Systeme zu stellen, die bei anlageninternen Störfällen ohne Kühlmittelverlust mit Ausfall der Hauptwärmesenke zur Kühlung des Reaktorkerns erforderlich sind. Zu diesen Störfällen zählen insbesondere

- Turbinenschnellschluss ohne Öffnen der Umleitstation,
- Ausfall der Eigenbedarfsversorgung,
- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung
-“

Fazit:

Auch wenn man auslegungsbedingt davon ausgeht, dass Brüche großer Rohrleitungen im Reaktorkühlsystem, also KMW¹⁵ Störfälle, ausgeschlossen sind, so verbleiben zu betrachtende Störfälle, die ihre Ursache im erdbebendingten Versagen von Komponenten und Einrichtungen haben. In einem kausalen Zusammenhang mit Erdbeben stehen z.B. solche Störfälle wie der Notstromfall und der Ausfall der Hauptwärmesenke.

- Einzelfehlerkonzept und Erdbeben

Die Sicherheitskriterien für KKW vom 12.10.1977 wurden um das Kriterium 2.6 ergänzt. Dort wird festgestellt, dass „alle Anlagenteile, die erforderlich sind, den Kernreaktor sicher

¹⁵ KMW - Kühlmittelverlust

abzuschalten, ihn in abgeschaltetem Zustand zu halten, die Nachwärme abzuführen oder eine etwaige Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern, so ausgelegt sein müssen und sich in einem solchen Zustand befinden und gehalten werden, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei naturbedingten Einwirkungen, soweit sie in Betracht zu ziehen sind, wie Erdbeben....“ erfüllen können. „Der Auslegung dieser Anlagenteile ist zugrunde zu legen die Kombination dieser Einwirkungen mit Störfällen, soweit das gleichzeitige Eintreten auf Grund der Wahrscheinlichkeit und des Schadensausmaßes in Betracht gezogen werden muss.“

Wie bereits oben ausgeführt wurde seitens des TÜV Bayern im Teilerrichtungsgutachten für die 3. Teilgenehmigung vom Dezember 1979 das Sicherheitserdbeben als Störfall aufgeführt. Bezüglich der „Überlagerung von Belastungen“ ist dann konkret zum Sicherheitserdbeben der „Überlagerungslastfall“ Ausfall der Hauptwärmesenke benannt.

In der ergänzenden Interpretation zum Sicherheitskriterium 4.3 „Nachwärmeabfuhr nach Kühlmittelverlusten“ vom 28.11.1979 werden weitere „Überlagerungslastfälle“, wie z.B. der Notstromfall angegeben.

Es ist also festzustellen, dass sowohl im Regelwerk als auch vom Gutachter Störfälle als direkte Überlagerung des Sicherheitserdbebens angegeben werden. Zur Beherrschung dieser Störfälle ist der zuverlässige und wirksame Betrieb des Nachwärmeabfuhrsystems (sh. auch die ergänzende Interpretation zum Sicherheitskriterium 4.3 „Nachwärmeabfuhr nach Kühlmittelverlusten“ vom 28.11.1979) erforderlich. Wie oben ausgeführt wird eine (n+2) Auslegung des Nachwärmeabfuhrsystems zur Beherrschung von Störfällen als erforderlich angesehen.

In den Sicherheitskriterien vom 12.10.1977 heißt es, dass „alle Anlagenteile, die erforderlich sind, den Kernreaktor sicher abzuschalten, ihn in abgeschaltetem Zustand zu halten, die Nachwärme abzuführen oder eine etwaige Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern, so ausgelegt sein müssen und sich in einem solchen Zustand befinden und gehalten werden, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei naturbedingten Einwirkungen, soweit sie in Betracht zu ziehen sind, wie Erdbeben....erfüllen“. Daraus wird geschlussfolgert, dass nicht nur eine Teilmenge der Stränge des Nachwärmeabfuhrsystems sondern das Nachwärmeabfuhrsystem in Gänze, also alle (n+2) Redundanzen gegen das Sicherheitserdbeben (Bemessungserdbeben) auszulegen sind. Diese Schlussfolgerung wird auch durch die oben abgeleitete Feststellung gestützt, dass Störfälle als

direkte Überlagerung des Sicherheitserdbebens zu besorgen sind. Zur Beherrschung von Störfällen sind Sicherheitseinrichtungen in (n+2) Ausführung erforderlich.

Fazit:

Das Konzept, dass der Einzelfehler auch bei Reparaturen zu beherrschen ist, gilt auch unter den Einwirkungen aus Erdbeben.

Demzufolge ist zur Beherrschung anlageninterner Störfälle ohne Kühlmittelverlust, die auch nach Erdbebeneinwirkungen in Betracht zu ziehen sind, für das Nachwärmeabfuhrsystem eine (n+2) Auslegung erforderlich.

Anforderungen der „Sicherheitsanforderungen an KKW“ aus 2012

In den "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ werden keine Anforderungen angegeben, die über das Anforderungsprofil des bisherigen Regelwerks hinausgehen.

Im Einzelnen:

In den "Sicherheitsanforderungen an KKW" ist gemäß 2.4(1) und 2.4(4) gefordert, dass die erforderlichen Sicherheitseinrichtungen so ausgelegt und betrieben werden müssen, dass die zugeordneten sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei Einwirkungen von außen, wie Erdbeben, erfüllt werden können.

Nach 3.3 (4) der "Sicherheitsanforderungen an KKW" muss ein zuverlässiges, redundant aufgebautes System zum Abfahren des Reaktors und zur Nachwärmeabfuhr bei Störfällen ohne Kühlmittelverlust und nach Einwirkungen von außen, wie Erdbeben, vorhanden sein. Die Anforderungen des Einzelfehlerkonzepts nach 3.1 (7) der "Sicherheitsanforderungen an KKW", also auch die Anforderung nach einer (n+2)-Auslegung, sind dabei zu erfüllen.

In 4.2 (1) der "Sicherheitsanforderungen an KKW" ist gefordert, dass der Auslegung der Sicherheitseinrichtungen u.a. eine Kombinationen der Einwirkungen aus Erdbeben mit anlageninternen Ereignissen zu Grunde zu legen ist (resultierend aus dem Versagen nicht gegen Erdbeben ausgelegter Komponenten, Systeme, Bauteile – z.B. Notstromfall, Ausfall Hauptwärmesenke). Diese Kombinationen müssen dann unterstellt werden, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können.

Fazit:

Nach 4.2(1) der "Sicherheitsanforderungen an KKW" ist in Anwendung der Kausalitätsbetrachtung als unmittelbare Folge eines Erdbebens ein Ereignis der Sicherheitsebene 3 (Transienten-Störfall) zu unterstellen und zu beherrschen. Insofern gelten die Anforderungen nach 3.3(4) und 3.1 (7) der "Sicherheitsanforderungen an KKW", nämlich (n+2) Auslegung der Nachwärmeabfuhrsysteme bei Störfällen ohne Kühlmittelverlust für den Lastfall Erdbeben.

Schlussfolgernd ist festzustellen, dass die vor den „Sicherheitsanforderungen an KKW“ formulierten bzw. angewendeten Anforderungen den Schluss zulassen, dass alle (n+2) Stränge des Nachwärmeabfuhrsystem im Sinne der deterministischen Anforderung auch für den Erdbebenfall auszulegen waren.

5.1.2.2 Aussagen zur Zuordnung des ZUNA in der Aufgabenstellung des BMUB

Unter der Überschrift "Bewertungsaspekte", Punkt 1, der Aufgabenstellung /53/ beschreibt BMUB die Aufgaben des ZUNA und bezieht sich dabei auf ein Gutachten zur Nachrüstung des ZUNA. Die Aufgaben nach BMUB sind:

"a) RDB-Bespeisung und langfristige Abfuhr der Nachzerfallswärme beim hypothetisch unterstellten Ausfall aller vorhandenen Einspeise- und Nachkühlssysteme und

b) Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer im Fall des hypothetischen Ausfalls der vorhandenen Nachkühlssysteme für die Funktion Kondensationskammerkühlen."

Ereignisabläufe, die durch einen hypothetischen Ausfall aller vorhandenen Einspeise- und Nachkühlssysteme begründet werden sind jedoch als auslegungsüberschreitende Zustände eingestuft und somit der Sicherheitsebene 4 (4b) zugeordnet /8/, /9/, /10/, /22/, /54/. Zur Beherrschung solcher Ereignisse sind entsprechende Notfallschutzmaßnahmen erforderlich.

Inwiefern seitens BMUB an dieser Stelle, also für die Beherrschung hypothetisch einzu-stufender Anlagenzustände, nun die Frage nach einer Sicherheitseinrichtung ("Soll ZUNA als Sicherheitseinrichtung dienen,"), gestellt wird ist nicht nachvollziehbar.

Für den Fall, dass ZUNA tatsächlich als eine Redundante im Not- und Nachkühlsystem eingestuft werden würde, entstünde nun die Frage nach den präventiven Einrichtungen zur Beherrschung der in der BMUB Aufgabenstellung beschriebenen „hypothetischen Ausfallkombinationen“. Gemäß „Sicherheitsanforderungen an KKW“, 2.1(3a), sind „Auf der Sicherheitsebene 4b präventive Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vorzusehen, sodass bei Ereignissen mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen keine schweren Brennelementschäden auftreten.“

Bedeutsam an dieser Stelle bleibt die Feststellung, dass seitens BMUB der Fokus nicht auf eine sachgerechte Ausführung der auslegungsmäßigen Not- und Nachkühlsysteme, also die Ertüchtigung von TH 10 in Bezug auf die Auslegung gegen Erdbeben, und somit die anforderungsgerechte Herstellung der Sicherheitsebene 3, gerichtet ist. Es wird anstelle der Versuch unternommen, den Nachweis der Eignung von ZUNA, das als System zur Beherrschung „hypothetischer Ausfallkombinationen“ konzipiert ist, als Sicherheitssystem zu führen (sh. auch Ausführungen im Kapitel 6.1.1).

Fazit zu Kapitel 5.1:

- *In der Aufgabenstellung des BMUB /53/ zur Erstellung des BMUB-Gutachtens wird ein Hinweis auf den anzulegenden Bewertungsmaßstab gegeben. Jedenfalls wird an keiner Stelle im BMUB-Gutachten die Frage gestellt und beantwortet, inwieweit die Regelungen in den "Sicherheitsanforderungen an KKW" und in den Regeln des KTA in Bezug auf den zu bewertenden Sachverhalt – Zuordnung des ZUNA als Teil eines Sicherheitssystems - vollständig sind und ob somit auch tatsächlich eine dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Bewertung durchführbar ist.*
- *Zumindest in Bezug auf die Bewertung der Frage nach Notwendigkeit eines Zwischenkühlkreises als Teil einer Not- und Nachkühlkette wären weitergehende Analysen zur Ermittlung des Standes von Wissenschaft und Technik erforderlich gewesen.*
- *Es ist festzustellen, dass die vor den „Sicherheitsanforderungen an KKW“, also dem sog. neuen Regelwerk, formulierten bzw. angewendeten Anforderungen den Schluss zulassen, dass alle (n+2) Stränge des Nachwärmeabfuhrsystem im Sinne der deterministischen Anforderung auch für den Erdbebenfall auszulegen waren.*

- *Seitens BMUB wird der Fokus nicht auf eine sachgerechte Ausführung der auslegungsmäßigen Not- und Nachkühlsysteme, also Ertüchtigung von TH 10 in Bezug auf die Auslegung gegen Erdbeben, und somit anforderungsgerechte Herstellung der Sicherheitsebene 3, gerichtet. Sondern es wird der Versuch unternommen, den Nachweis der Eignung von ZUNA als Sicherheitssystem zu führen. Dabei ist zu bedenken, dass ZUNA nicht als Sicherheitssystem konzipiert war, sondern, wie in der Aufgabenstellung des BMUB angegeben, als System zur Beherrschung „hypothetischer Ausfallkombinationen“.*

5.2 Handwerkliche und inhaltliche Schwächen des BMUB-Gutachtens

Das BMUB-Gutachten weist eine Reihe handwerklicher und inhaltlicher Schwächen auf. Beispielfhaft werden einige dieser Schwächen in der Folge aufgeführt¹⁶:

- **Begrenzung bzw. Einengung des Bewertungsmaßstabes auf die „Sicherheitsanforderungen an KKW“ sowie die Regeln des KTA:**

An keiner Stelle im BMUB-Gutachten wird die Frage gestellt und beantwortet, inwieweit die Regelungen in den "Sicherheitsanforderungen an KKW" und in den Regeln des KTA tatsächlich für die zu bewertenden Sachverhalte abdeckend sind. Dies trifft z.B. auf die Bewertung der Frage nach Notwendigkeit eines Zwischenkühlkreises als Teil einer Not- und Nachkühlkette zu. Hier gibt es zwar Empfehlungen in der KTA Regel 3301 /16/. Die Empfehlungen der IAEA im Safety Guide NS-G-1.9 /31/ sind zu diesem Sachverhalt jedoch weitaus präziser. Darüber hinaus existiert eine internationale Praxis, die z.B. die Integration eines Zwischenkühlkreises in eine Not- und Nachkühlkette fordert (sh. hierzu Ausführungen unter Kapitel 4 und 6.1.7). Das kritische Nachfragen des Standes von Wissenschaft und Technik ist aber eine zentrale Aufgabe, die im Zusammenhang mit der sicherheitstechnischen Bewertung von Aspekten der Sicherheit von AKW zu erbringen ist, und die nach /14/ auch gefordert ist.

¹⁶ Die hier aufgelisteten inhaltlichen und handwerklichen Schwächen im BMUB-Gutachten stellen nur einen Auszug der insgesamt festgestellten Schwächen dar. Die auf die Schwächen hinweisenden Textstellen sind „fett“ hervorgehoben und sollten selbsterklärend sein. An einigen wenigen Textstellen wurden zusätzlich zur Erläuterung Anmerkungen eingefügt.

Weiterhin findet man auf S. 15 des BMUB-Gutachtens /2/ die für den Nachweis der Störfallsicherheit wichtige Passage:

"Im Hinblick auf die Ableitung der beim Bemessungserdbeben zu unterstellenden Folgeereignisse kommt der Auftragnehmer (gemeint sind hier die Autoren des BMUB-Gutachtens) zu folgenden Ergebnissen:

- Die vom **Betreiber vorgelegte Unterlage /KRB 13/ enthält keine Aussagen zu den einzelnen Ereignissen**, die als Folge des BEB im Einzelnen zu unterstellen und von den gegen das BEB ausgelegten Einrichtungen zu beherrschen sind.
- In der Stellungnahme des Gutachters vom 04.12.2014 /TÜV 14b/ ist ein auf Basis von Anhang 2 der SiAnf abgeleitetes Ereignisspektrum enthalten. **Dieses enthält eine geringere Zahl von Ereignissen als der Auftragnehmer als potenziell relevant einstuft.** Ein Grund hierfür ist, dass nach Darstellung des Gutachters die Auswahl der Ereignisse nur im Hinblick auf das Schutzziel K erfolgte, da bei Erfüllung des Schutzziels K zwangsläufig auch die Schutzziele B und S sichergestellt sind. Dieser Auffassung schließt sich der Auftragnehmer nicht an, da i.d.R. die Nachweiskriterien für das Schutzziel B unabhängig von den Kriterien für das Schutzziel K sind bzw. deren Einhaltung unabhängig nachzuweisen ist.
- Aus Sicht des Auftragnehmers sind die o. g. neun Ereignisse beim Bemessungserdbeben als Folgeereignisse zu unterstellen. Diese Ereignisse werden in den nachfolgenden Kapiteln den weiteren Prüfschritten zugrundegelegt. Dabei erfolgt vom Auftragnehmer im Hinblick auf die Aufgabenstellung dieser Stellungnahme eine Einbeziehung aller Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebs.“

Die nachfolgenden Kapitel sind jedoch **weitestgehend geschwärzt**, so dass eine sachgerechte Prüfung des hier angelegten Bewertungsmaßstabes nicht erfolgen kann. Es kann nicht nachvollzogen werden, welche Analysemethodik von den Autoren des BMUB-Gutachtens zur Sicherheitsbewertung gewählt wurde. Sind z.B. konkrete Rechnungen mit welchen Ergebnissen durchgeführt worden? Dies ist insbesondere von Bedeutung, da sowohl Defizite bei den Angaben des Betreibers als auch des TÜV hinsichtlich der Ereignisanalyse festgestellt wurden.

Der hier angesprochene Sachverhalt betrifft insbesondere den Nichtleistungsbetrieb, einen Betriebszustand, der erst mit den "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ umfassend regelungstechnisch behandelt wurde.

In /15/ wird dazu festgestellt, dass „einer der Bereiche, in denen sich erhebliche Wissens- und Erfahrungszugewinne ergeben haben, ist der "Nichtleistungsbetrieb" von Kernkraftwerken. Die Berücksichtigung von Nichtleistungsbetriebszuständen im Rahmen der Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks war angesichts der sicherheitstechnischen Bedeutung dieser Betriebsphasen überfällig. Mit der Erarbeitung eines vollständigen übergeordneten Anforderungskatalogs sind jetzt alle Voraussetzungen gegeben, um diese Lücke zu schließen.“

Es wäre hier also seitens des BMUB-Gutachtens insbesondere notwendig gewesen, den gewählten Bewertungsmaßstab, den Untersuchungsumfang sowie die erzielten Ergebnisse transparent und nachvollziehbar zu erläutern.

In diesem Zusammenhang stellt sich generell die Frage der im BMUB-Gutachten angewandten Nachweismethoden. Wenn man annimmt, dass im geschwärzten Teil die rechnerische Analyse Anwendung gefunden hat, dann handelt es sich im restlichen Teil offensichtlich um eine ingenieurmäßige Bewertung. Zur Anwendung dieser Methode wird in „Sicherheitsanforderungen an KKW“, 5(7), ausgeführt: „Ingenieurmäßige Bewertungen können bei Nachweisführungen herangezogen werden, wenn hierzu ein Bewertungsmaßstab vorliegt, der auf technisch-wissenschaftlich nachvollziehbaren Grundlagen beruht.“ Im BMUB-Gutachten werden zwar den jeweiligen Kapiteln Bewertungsmaßstäbe vorangestellt, die sich jedoch im Wesentlichen auf die „Sicherheitsanforderungen an KKW“ beziehen. Dies ist zwar sachlich richtig, es ist aber zu bedenken, dass die „Sicherheitsanforderungen an KKW“ vorrangig zielorientiert angelegt sind. In der Regel fehlen hier die konkreten Ausführungsangaben, die u.a. in den Regeln des KTA zu finden sind. Der so im BMUB-Gutachten gewählte Bewertungsansatz führt damit konsequenterweise zu einer Reihe qualitativer Aussagen, zur Verwendung unbestimmter Begriffe usw. wie weiter unten gezeigt wird.

Auf S. 184 des BMUB-Gutachtens wird ausgeführt, **"dass vor dem Hintergrund derzeit laufender RSK-Beratungen zu den Anforderungen an die Brennelement-Lagerbeckenkühlung im Rahmen dieser Stellungnahme Ereignisse, die die Kühlung des Lagerbeckens betreffen, nicht behandelt werden."**

Dies ist insofern unverständlich, da mit den "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ und den dazugehörigen Interpretationen /11/ ein Bewertungsmaßstab vorliegt, der die sicherheitstechnischen Aspekte der Brennelement-Lagerbeckenkühlung umfassend beschreibt. Als Konsequenz verbleiben im BMUB-Gutachten unbearbeitete Sachverhalte.

- **Verwendung unbestimmter Begriffe, ohne Angabe des damit in Bezug stehenden Bewertungsmaßstabes z.B.:**

S. 63: "so zeigt eine vom Auftragnehmer durchgeführte **vertiefte** Betrachtung des Ereignisablaufs, dass keine **unzulässigen** Folgen auftreten"

S. 63: " Aufgrund des in diesem Fall **großen** Wasserinventars bestehen **erheblichen** Karenzzeiten für die anschließende Einleitung von Maßnahmen zur Nachwärmeabfuhr.

S. 111: "Aus Sicht des Auftragnehmers ist **grundsätzlich** eine **ausreichende Zuverlässigkeit** des Durchdringungsabschlusses der FD-Leitungen bei BEB gegeben."

S. 120: "Durch **geeignete** Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung **kann nach Meinung** des Auftragnehmers auch bei einer gegenüber dem Nachkühlsystem abgestuften Klassifizierung der Zwischen- und Nebenkühlwassersysteme eine **ausreichend hohe Zuverlässigkeit** für die Sicherheitsfunktion Not- und Nachkühlung erreicht werden."

S. 138: " K3 und K4 werden hinsichtlich der zu verwendenden Werkstoffe in gemeinsamen Spezifikationen geregelt, so dass die Ausführungen von Betreiber und Gutachter, dass es keine wesentlichen Unterschiede zu Konvoi-Anlagen gibt, aus Sicht des Auftragnehmers **grundsätzlich plausibel** sind."

S. 138: " Die in den Klassen K3, K4 und K5 (für Nebenkühlwasser- und Zusatzwasserpumpen) konkret herangezogenen Spezifikationen **sind dem Auftragnehmer nicht bekannt**. Die getroffenen Aussagen sind dennoch für den **Auftragnehmer nach seinen Kenntnissen der in verschiedenen Regelwerken festgelegten Spannungsvergleichswerte und den entsprechenden Sicherheitsfaktoren plausibel**."

- **fehlende Begründungen, fehlender Bewertungsmaßstab, fehlende Referenzen z.B.:**

S. 82: "ein kavitationsfreier Betrieb der ZUNA Pumpen ist beim spezifizierten Maximaldurchsatz von 325 kg/s bis zu einem Kühlmitteltemperatur von **95°C** gegeben"

Anmerkung: Eine Begründung für die begrenzende Kühlmitteltemperatur fehlt.

S. 111: " Ein Übertritt von Kühlmittel aus dem RDB in die Kondensationskammer- Einspeiseleitung wird wegen der mehrfachen Absperrung mit **hoher Zuverlässigkeit** verhindert. Insgesamt wurde die Wirksamkeit des ZUNA hinsichtlich KOKA-Kühlung vom Gutachter bestätigt. **Aus Sicht des Auftragnehmers gibt es keine Hinweise, die die Wirksamkeit in Frage stellen, der Auftragnehmer hat dazu jedoch keine eigenen Untersuchungen durchgeführt.**

S. 117: " S. 117: "Nach den **Erfahrungen des Auftragnehmers** wurde die Spannungshypothese nach von Mises nur als alternative Rechenmethode bei Nachbewertungen herangezogen, um **nach Möglichkeit zu zeigen, dass die Spannungsgrenzen des Regelwerks trotz geänderter Randbedingungen (z. B. erhöhte Anforderung nach Regelwerk, höhere Beanspruchung durch Leistungserhöhung, Unterschreitung der spezifizierten Festigkeit des Werkstoffs (1.4541)) noch eingehalten werden.**"

S. 118: "**Ob in diesem Fall für die in K2 und K3 eingestuftten Bereiche tatsächlich die sonst übliche Spannungshypothese nach Tresca herangezogen wurde, ist dem Auftragnehmer nicht bekannt.** Die Auswirkungen, die sich aus der Wahl der Spannungshypothese auf die Mindestwanddicke der Rohrleitungen ergeben können, fallen jedoch bei höheren Längsspannungsanteilen (z. B. bei niedrigem Innendruck oder Biegebeanspruchung durch Erdbeben) **deutlich geringer** aus als die o. g. 15 %."

S. 125: "**Die Vorschriften** bezüglich der Konstruktion der Armaturen sind für beide Klassen K3 und K4 gleich, **soweit sie für die betrachteten Armaturen in Frage kommen.**"

S. 137: "Nach Aussage des Gutachters sind für die nach K3 eingestuftten Bereiche Festigkeitsnachweise uneingeschränkt nach den Anforderungen der KTA 3211.2 geführt worden /TÜV 14a/. Diese Aussage beinhaltet **nach Auffassung des Auftragnehmers** die Verwendung identischer Grenzwerte für die zulässigen Spannungen wie für K2-Komponenten. In diesem Fall sind daher auch **aus Sicht des Auftragnehmers** hinsichtlich der Auslegung keine Unterschiede im Vergleich zu den Anforderungen an ein Nachkühlsystem einer Konvoi-Anlage festzustellen."

S. 140: " **Die Feststellung des Gutachters**, dass die in der Anlage realisierte Werkstoff- und Herstellungsqualität die wesentlichen Anforderungen mit Relevanz für die Zuverlässigkeit der ZUNA-Nachkühlkette erfüllt sind und nur geringe Unterschiede zu den im Vergleich zu Konvoi-Anlagen gestellten Anforderungen an ein K3-System bestehen

/TÜV 14a/, lässt sich im Detail nicht nachvollziehen, die Erläuterungen von Betreiber und Gutachter (siehe Kapitel 5.3.1 und Kapitel 5.3.2) sind für den Auftragnehmer aber plausibel."

S. 141: " Laut /KRB 07b/ und den dem Auftragnehmer vorliegenden Schaltplänen /SPG 10/ sind die **Nebenkühlwasser- und Zusatzwasserpumpen des VE4 nach K4 klassifiziert und nicht wie in /KRB 13/ und /TÜV 14a/ dargestellt in K5 („bewährter Industriestandard“)**. Der Auftragnehmer geht aufgrund der vorliegenden Informationen davon aus, dass an diesen Komponenten keine fertigungsbegleitende Kontrolle der Qualität durch den Betreiber stattgefunden hat."

S. 141: " Die Nachkühlketten 1 bis 3 werden jährlich einer Funktionsprüfung durch Einspeisen in den RDB unterzogen /KRB 07a/. Das ZUNA wird dagegen nur alle 8 Jahre einer integralen Systemprüfung unterzogen, **weil sie nach Aussage des Gutachters mit einem relativ hohen Aufwand verbunden ist**. Um den Aktivitätseintrag in das ZUNA zu minimieren, wird das Kondensationskammerwasser zuvor gereinigt. Nach der integralen Systemprüfung wird das ZUNA für den Bereitschaftszustand wieder mit Deionat gefüllt /TÜV 14b/. **Dies ist aus Sicht des Auftragnehmers nachvollziehbar.**"

S. 142: " Bei den Komponenten der Nachkühlketten TH10-30 /KRB 07a/ werden die Nachkühler und Zwischenkühler alle 4 Jahre einer inneren Prüfung unterzogen und alle 8 Jahre zusätzlich einer Druckprüfung. Gleiches gilt für Motorkühler und andere Druckbehälter. **Bei TH4 werden die nuklearen Nachkühler ebenfalls alle 4 Jahre einer inneren Prüfung unterzogen, jedoch keiner Druckprüfung /KRB 07b/**. Da die inneren Prüfungen geeignet sind, gravierende Fehler, die die Integrität oder Funktion der Kühler gefährden, zu entdecken, **ist das Ausbleiben der Druckprüfung aus Sicht des Auftragnehmers von untergeordneter Bedeutung für die Zuverlässigkeit des Systems.**"

S. 189: "Die Qualität der ZUNA-Rohrleitungen und anderer ZUNA-Komponenten ist gegenüber den vorhandenen Nachkühlsträngen **teilweise abgestuft**, wobei jedoch bei der Fertigung und Errichtung hinsichtlich Prüfung und Überwachung vergleichbare Maßstäbe angelegt wurden. **Nach der Auffassung des Auftragnehmers ergeben sich für den Referenzfall hierdurch keine nachteiligen Auswirkungen auf das System.**"

- **Unklare Zusammenhänge, z.B.:**

S. 79: " Die in /SIE 96/ dokumentierten **Analysen weichen**, wie in /TÜV 14b/ dargestellt, **hinsichtlich der zu Grunde gelegten RESA-Füllstandsmarke und der angesetzten Nachzerfallsleistung vom aktuellen Anlagenzustand ab bzw. entsprechen nicht vollständig den Anforderungen an eine SE-3-Analyse.**" und weiter

"In /TÜV 14b/ wird festgestellt, dass es sich bei dem für die Analysen in /SIE 96/ herangezogenen Rechenprogramm **SAFE nicht um ein „best-estimate“ sondern um ein „konservatives“ Programm handelt.** Dazu ist festzustellen, dass neuere Analysen, die im Rahmen der Leistungserhöhung mit S-RELAP5 und ATHLET durchgeführt wurden, eine wesentlich schnellere Absenkung des RDB-Füllstands ergeben haben als mit SAFE berechnet /TÜV 07/. **Dies deutet darauf hin, dass mit SAFE ggf. nicht konservative Ergebnisse erzielt wurden. Weiterhin wurde bei den Analysen in /SIE 96/ keine Unsicherheit bei der Nachzerfallsleistung angesetzt.**

Anmerkung: Die in die Bewertung eingeführte Unterlage /SIE96/ ist nach den Ausführungen im BMUB-Gutachten inhaltlich offensichtlich ungeeignet. Es bleibt unklar auf welcher Grundlage die Autoren des Gutachtens zu Schlussfolgerungen kamen.

S. 102: "Jedes S/E-Ventil besitzt mindestens zwei **Vorsteuerventile**, die aus unterschiedlichen Redundanten angesteuert werden. **Sie sind eigenmedium-gesteuert, benötigen also keine Fremdenergie. Die Vorsteuerventile müssen zum Öffnen unter Spannung gesetzt werden.** Bei Ausfall einer der jeweiligen Redundanten zugeordneten 220-V-Gleichstromschiene (Scheiben 2 oder 3) öffnet das zugeordnete Vorsteuerventil nicht."

S. 135: "Im Rahmen dieser Stellungnahme erfolgt kein detaillierter Vergleich der Klassen K2/K3 im TH-System bzw. K3/K4 im VE System. **Ein Vergleich von ZUNA mit den Redundanten 2 und 3 erfolgte in /KRB 13/ und /TÜV 14a/ nicht und wurde daher vom Auftragnehmer ebenfalls nicht bewertet.**"

S. 137: " Nach Anlage 1 von Anhang 2 der SiAnf /SiA 12/ muss darüber hinaus, **wenn die Funktionsfähigkeit einer aktiven Komponente durch das Erdbeben nicht beeinträchtigt werden darf, die Beanspruchung auf Stufe B eingeschränkt werden, oder es muss ein Funktionsnachweis erbracht werden.** Die Nachweise der Rohrleitungen, Armaturen, Pumpen und Kühler des ZUNA sind in Strukturanalysen und Vor-

prüfunterlagen enthalten /KRB 07f/. Sie wurden vom Gutachter geprüft und abschließend zusammen mit allen Erdbebennachweisen bestätigt /KRB 07f/. **Die entsprechenden Nachweise liegen dem Auftragnehmer nicht vor.**"

S. 140: "**Durch diese Überdimensionierung können auch Herstellungsfehler**, die aufgrund der verminderten Prüftiefe nicht entdeckt worden sind, **kompensiert werden.**"

S. 141: "Der Gutachter bestätigt die Durchführung der fertigungsbegleitenden Kontrollen und Prüfungen durch den Kunden für die in K4 eingestufteten Komponenten des VE40 anhand einer stichprobenweisen Einsichtnahme in die Qualitätsdokumentation. **Für den Auftragnehmer lässt diese Information den Schluss zu, dass fertigungsbegleitende Kontrollen und Prüfungen durchgeführt und dokumentiert wurden. Darüber hinaus geht der Auftragnehmer davon aus, dass Abweichungen von der geforderten Qualität, die die Funktionstüchtigkeit der Komponenten beeinträchtigen könnten, auch vom Kunden als Prüfpartei nicht toleriert worden wären, die spezifizierte Qualität also in den wesentlichen Merkmalen eingehalten worden ist.**"

S. 143: „Zusammenfassend kommt der Auftragnehmer zu dem Schluss, **dass die Prüfumfänge von ZUNA in weiten Teilen nicht direkt vergleichbar zu TH1 bis TH3 sind. Die Unterschiede** ergeben sich teilweise aus der unterschiedlichen Betriebsweise und dem unterschiedlichen Systemaufbau und **lassen für TH4 keine Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit des ZUNA erwarten.** Die **Zuverlässigkeit des ZUNA** für den Einsatz nach einem Bemessungserdbeben **wird daher auf der Basis der vorliegenden Information** zu Auslegung, Herstellung, Qualitätssicherung und wiederkehrenden Prüfungen **als einem Sicherheitssystem gleichwertig angesehen. Die an den Komponenten des VE40 wie auch an den anderen Strängen VE10 bis 30 durchzuführenden wiederkehrenden Prüfungen wurden jedoch nicht dargestellt.**“

S. 144: "**Die Qualität der ZUNA-Rohrleitungen und anderer ZUNA-Komponenten ist gegenüber den vorhandenen Nachkühlsträngen teilweise abgestuft**, wobei jedoch bei der Fertigung und Errichtung hinsichtlich Prüfung und Überwachung vergleichbare Maßstäbe angelegt wurden. **Nach der Auffassung des Auftragnehmers ergeben sich für den Referenzfall hierdurch keine nachteiligen Auswirkungen auf das System.**"

S. 144/ S. 184/ S. 199: "Insgesamt ist die **Zuverlässigkeit des ZUNA** für den Einsatz nach einem Bemessungserdbeben **auf der Basis der vorliegenden Informationen** zu

Auslegung, Herstellung, Qualitätssicherung und wiederkehrenden Prüfungen **als einem Teil des Sicherheitssystems gleichwertig anzusehen.**"

Anmerkung: An vielen Stellen des BMUB-Gutachtens findet man Hinweise auf fehlende Nachweise, Vermutungen, fehlende Kenntnisse usw. Es ist somit nicht nachvollziehbar, auf welchen exakten und prüfbaren Grundlagen die Zuverlässigkeit des ZUNA zweifelsfrei belegt wurde bzw. werden sollte.

S. 178: **"Die Bewertung zulässiger Instandsetzungszeiten entfällt für den Nichtleistungsbetrieb, da solche in den BHBs zu den Nichtleistungsbetriebszuständen nicht angegeben sind."**

- **Unklarheit darüber, inwieweit seitens der Autoren des BMUB-Gutachtens in den jeweiligen Kapiteln "Sachverhalt und Aussagen des Betreibers" und "Bewertung des TÜV" bereits eigene Bewertungen eingeflossen sind, z.B.:**

S. 123 (Sachverhalt und Aussagen des Betreibers): "Zusammenfassend wird in /KRB 13/ festgestellt, dass bezüglich der in K2 eingestufteten Komponenten und Systembereiche **keine Unterschiede** zu entsprechenden Systemen der Konvoi-Anlagen vorliegen. Die in K3 eingestufteten Bereiche betreffen die mit niedrigerem Druck und Temperatur beaufschlagten saugseitigen Abschnitte. Es ergeben sich hier bezüglich Herstellungsqualität und der eingesetzten Werkstoffe hinsichtlich der Zuverlässigkeit des Gesamtsystems nur **vernachlässigbare Unterschiede.**"

S. 123 (Sachverhalt und Aussagen des Betreibers): "Da für die Zuverlässigkeit der Nachwärmeabfuhr die Integrität und Funktion der Zwischen- und Nebenkühlwasserkreisläufe genauso bedeutsam sind wie die des Nachkühlsystems, **sind durch die o. g. Unterschiede keine Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit des ZUNA im Vergleich zu Konvoi-Anlagen zu besorgen.**"

S. 129 (Bewertung des TÜV): " Die Aussage des Betreibers, dass die Montage der Komponenten und Rohrleitungen in der Anlage für die Systembereiche K1 bis K3 des TH40-Systems vom gleichen Hersteller durchgeführt wurde, wird in /TÜV 14a/ bestätigt. **Aus der im Vergleich zu K2 bei K3 spezifizierten geringeren Nachweistiefe beim Qualitätsnachweis der Schweißungen und beim Umfang der zerstörungsfreien Prüfungen sind keine relevanten, die Zuverlässigkeit des TH40-Systems beeinträchtigenden Qualitätsunterschiede zu erwarten.**"

Anmerkung: Die Originaltexte aus den von den Autoren des BMUB-Gutachtens in Bezug genommenen Unterlagen („Sachverhalt und Aussagen des Betreibers“, „Bewertung des TÜV“) liegen hier nicht vor. Die Art und Weise der Darstellungen im BMUB-Gutachten lässt jedoch den Schluss zu, dass es sich hier nicht um die Originaltexte handelt, sondern um Texte, die von den Autoren des BMUB-Gutachtens aus den Originaltexten abgeleitet wurden. Insofern muss man hier davon ausgehen, dass in unterschiedlichen Maße Interpretationen und Wertungen der Autoren des BMUB-Gutachtens in die Sachverhaltsdarstellungen eingeflossen sind.

Fazit zu Kapitel 5.2:

In /14/ sind die Anforderungen an Gutachten beschrieben. Danach müssen u.a.

- im Gutachten die Bewertungsmaßstäbe darlegen werden, anhand derer gemäß § 7 Abs. 2 Nr. 3 des Atomgesetzes die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Schadensvorsorge unter Berücksichtigung der einschlägigen Regeln und Richtlinien bestätigt werden kann.*
- im Gutachten deutlich zwischen Tatsachen (Fakten), Angaben des Antragstellers, Berechnungen, Annahmen, Prüfergebnissen und Schlussfolgerungen unterschieden werden.*
- Unterschiede gegenüber den Angaben des Antragstellers hinsichtlich Fakten, Ergebnissen und Bewertungen deutlich herausgestellt werden.*

Wie weiter oben durch Auszüge aus dem BMUB-Gutachten belegt gibt es hierzu Schwächen im BMUB-Gutachten. Diese betreffen insbesondere

- die Begrenzung bzw. Einengung des Bewertungsmaßstabes auf die "Sicherheitsanforderungen an KKW" sowie die Regeln des KTA*
- die Verwendung unbestimmter Begriffe wie "vertieft", "unzulässig", "erheblich", "grundsätzlich" ohne Angabe des damit jeweils in Bezug stehenden Bewertungsmaßstabes*
- fehlende Begründungen, fehlende Bewertungsmaßstäbe, fehlende Referenzen z.B. wenn Bezug genommen wird auf Erfahrungen der Autoren des BMUB-Gutachtens*
- Unklare und nicht nachvollziehbare Sachzusammenhänge*

- *Unklarheit darüber, inwieweit seitens der Autoren des BMUB-Gutachtens in den jeweiligen Kapiteln "Sachverhalt und Aussagen des Betreibers" und "Bewertung des TÜV" bereits eigene Bewertungen eingeflossen sind.*

Die Aussage auf den Seiten 144, 184 und 190 im BMUB-Gutachten, dass auf der Basis vorliegender Informationen die Zuverlässigkeit des ZUNA mit der eines Sicherheitssystems gleichwertig sei, ist angesichts fehlender Nachweise, Vermutungen, fehlender Kenntnisse usw. seitens des BMUB-Gutachtens nicht nachvollziehbar.

6 Bewertung der Erfüllung der Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik durch das AKW KRB

6.1 Aussagen im BMUB-Gutachten zur Einordnung des ZUNA als Sicherheitssystem

Auf S. 184 im BMUB-Gutachten wird festgestellt, "dass das ZUNA die Funktion der Nachwärmeabfuhr in ausreichender Wirksamkeit übernehmen kann. Als Randbedingungen dafür müssen die dauerhafte Druckentlastung und die Verfügbarkeit der KOKA sichergestellt werden."

Was spricht aber nun dagegen ZUNA als einen Strang im Not- und Nachkühlsystem einzustufen?

6.1.1 Bisherige Aussagen zur sicherheitstechnischen Einstufung des ZUNA

In einem Schreiben des BMU /21/, sh. hierzu auch /20/, heißt es „Es (gemeint ist hier das ZUNA) wird zu den **sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen** gezählt“.

Im BMUB-Gutachten /2/ wird in Kapitel 5.3.2.4 erläutert: „Wegen der Einstufung als **sonstiges sicherheitstechnisch wichtiges System** und aufgrund der Betriebsweise

(wenige Betriebsstunden, niedrige Temperatur, niedriger Druck) wurden die Prüfumfänge dieses Bereichs im Vergleich zu KTA 3211.4 halbiert“.

Und im Kap. 8.2 wird diese Einstufung wiederholt „ZUNA ist dabei den **sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen** zugeordnet“.

Im Betreiberbericht /23/, sh. hierzu auch /24/, wird unter Kapitel 1.1.2 die „Beschreibung der wichtigsten Sicherheitsteilsysteme“ vorgenommen. Dabei werden z.B. die „Not- und Nachkühleinrichtungen mit entsprechenden Kühlkreisläufen“ und das „Brennelementlagerbecken und Lagerbeckenkühlsystem“ aufgelistet.

Das ZUNA wird dagegen in dieser Auflistung unter dem Punkt „**Weitere sicherheitstechnisch unterstützende Systeme und Einrichtungen zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse**“ geführt.

Die AtSMV /45/ differenziert zwischen Sicherheitssystem und sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, z.B. in „2.1 Funktionsstörungen, Schäden oder Ausfälle im Sicherheitssystem oder in den sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen oder Anlagenteilen“.

In den Erläuterungen zur AtSMV /42/ wird in A2 ausgesagt: „Die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Anlagenteile eines Kernkraftwerkes umfassen das **Sicherheitssystem und alle sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Anlagenteile**.“

A.2.1 Sicherheitssystem

Welche Einrichtungen zum Sicherheitssystem eines Kernkraftwerkes zu zählen sind, ist den genehmigten Betriebsvorschriften zu entnehmen. Sofern die genehmigten Betriebsvorschriften keine entsprechenden Angaben enthalten, sind zum Sicherheitssystem alle Einrichtungen zu zählen, die kurzfristig zur Beherrschung von Störfällen erforderlich sind.

A.2.2 Sonstige sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Anlagenteile „Welche Einrichtungen zu den sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Anlagenteilen eines Kernkraftwerkes zu zählen sind, ist den genehmigten Betriebsvorschriften zu entnehmen.“

Die AtSMV differenziert insofern zwischen einem "Sicherheitssystem" und einem "sonstigen sicherheitstechnisch wichtigen System".

Nach den obigen Darlegungen ist das ZUNA nicht als Sicherheitssystem zu zählen.

ZUNA wird nach /50/ als **Notstandssystem** ("So haben Brunsbüttel (KKB), Philippsburg 1 (KKP 1), Gundremmingen II (KRB II) Notstandssysteme nachgerüstet (UNS, USUS, ZUNA), deren Freibord z.T. wesentlich größer ist als das Freibord der ursprünglichen Anlage.") eingestuft. Eine ähnlich gelagerte Bewertung findet sich auch bei Renneberg, Majer /32/.

Seitens KTA wird ZUNA unter der Rubrik der Maßnahmen des **anlageninternen Notfallschutzes** geführt /51/.

Fazit:

Das System ZUNA wird bisher mit unterschiedlichen sicherheitstechnischen Zuordnungen belegt

- *sonstiges sicherheitstechnisch wichtiges System,*
- *sicherheitstechnisch unterstützendes System zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse,*
- *Notstandssystem,*
- *Maßnahme des anlageninternen Notfallschutzes.*

Nach den verfügbaren Unterlagen seit der Errichtung des ZUNA war bisher eine Einstufung von ZUNA als Sicherheitssystem nicht erfolgt, selbst nicht in aktuellen Berichten des Betreibers.

6.1.2 Redundanzen in den Not- und Nachkühlsystemen

Gemäß "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ und sinngemäß auch nach /48/ gilt für den Begriff „Redundante Einrichtung“ eine Einrichtung, „die gleichwertig mit anderen Einrichtungen deren Funktionen erfüllen und bei Bedarf eine dieser anderen Einrichtungen voll ersetzen oder durch diese ersetzt werden kann.“

ZUNA ist als ein Mitteldruckeinspeisesystem (elektrisch angetriebene Pumpe, 40 bar) /49/ ausgeführt. Die Redundanten TH1 bis TH3 sind dagegen auch für die sicherheitstechnisch wichtige Funktion der Hochdruckeinspeisung ausgelegt. Insofern stellt ZUNA für den Hochdruckbereich funktionell keine Redundante dar. Im Falle eines durch ein

Bemessungserdbeben ausgelöstes Folgeereignis, das zur Beherrschung die Hochdruckeinspeisung benötigt, stünden nicht regelwerkskonform nur (n+1) Redundanten, also TH2 und TH3, zur Einspeisung zur Verfügung. Nach dem gültigen Regelwerk /10/ sind (n+2) Redundanten erforderlich.

Um ZUNA zur Störfallbeherrschung und somit zur Erfüllung der Regelwerksanforderungen in Bezug auf das Einzelfehlerkonzept (n+2) einzubeziehen wären Maßnahmen zur Druckabsenkung erforderlich (BMUB-Gutachten S. 99, z.B.: "Da ZUNA nur im Mitteldruckbereich einspeisen kann, ist zuvor eine Druckabsenkung mittels der vorhandenen S/E-Ventile erforderlich." und S. 112 "Die Druckentlastung wird benötigt, wenn die ZUNA-Anforderung bei hohem Reaktordruck erfolgt.").

Auf S. 170 des BMUB-Gutachtens wird ausgeführt: "Die RDB-Bespeisung mittels ZUNA erfordert aufgrund der Förderhöhe der ZUNA Einspeisepumpe eine dauerhafte Druckentlastung bzw. Druckbegrenzung auf < 50 bar. Hierfür sind die Systemfunktionen 1 und 7 (ersatzweise 8) in Tabelle 8-1 erforderlich. Erkennbar ist, dass das Reaktorschutzsystem mit voller Funktionalität (also inklusive der Ansteuerungen der Druckbegrenzung und -entlastung über die MW sowie der DDV) als (n+2)-System ausgelegt ist, sofern der Anforderungsfall BEB außer Betracht bleibt. Dasselbe gilt hinsichtlich der Stromversorgung der für die zur Druckbegrenzung und -entlastung erforderlichen MVV der S/E-Ventile. Diese (n+2) Auslegung wird bei den o. g. Systemfunktionen im Falle des BEB nicht mehr erfüllt, da das ZUNA diesbezüglich die Unverfügbarkeit der Redundanten 1 des Sicherheitssystems nicht ausgleichen kann."

Fazit:

ZUNA ist aus funktionaler Sicht nicht gleichwertig mit den Redundanten TH1 - TH3 des Not- und Nachkühlsystems. Im Falle einer Hochdruckeinspeisung wird somit die (n+2) Forderung nach Einzelfehlerkonzept der „Sicherheitsanforderungen an KKW“ /10/ nicht erfüllt. Bei ZUNA wird die Druckentlastung für den Fall erforderlich, wenn die Einspeisung bei hohem Druck erfolgen soll.

6.1.3 Vermaschungen des ZUNA mit vorhandenen Einrichtungen

Gemäß "Sicherheitsanforderungen an KKW" Kapitel 3.1 (3) ist zur Gewährleistung einer ausreichenden Zuverlässigkeit der Einrichtungen der Sicherheitsebene 3 (Sicherheitseinrichtungen) die Entmaschung von redundanten Teilsystemen, soweit dieser sicherheitstechnische Nachteile nicht entgegenstehen, vorzusehen.

BMUB-Gutachten, S. 100: "Grundsätzlich arbeitet das ZUNA unabhängig und diversitär von den vorhandenen Nachkühlsträngen TH1 bis TH3. Es besitzt jedoch keinen eigenen Einspeisestutzen am RDB, sondern bindet innerhalb des Sicherheitseinschlusses zwischen RDB und den beiden Durchdringungsarmaturen in die Saugleitung der modifizierten Abfahrkühlleitung des Stranges TH2 ein."

Eine weitere Schnittstelle zwischen den Nachkühlsträngen TH1 bis TH3 und ZUNA besteht im Bereich des TH-Verteilerrings. Der TH-Verteilerring ist eine in die Wasservorlage der KOKA abgetauchte passive Komponente, über die bei der Fahrweise „KOKA-Kühlen" Wasser in die KOKA zurück gespeist wird. "Es sind durch die gemeinsame Nutzung des Verteilerrings keine Wechselwirkungen zwischen den einzelnen Systemen zu erwarten" (BMUB-Gutachten, S. 106).

Weiterhin heißt es im BMUB-Gutachten auf S. 109: "Im Anforderungsfall der RDB-Bespeisung ist die Funktion des ZUNA auf vorhandene Sicherheitseinrichtungen angewiesen, für die Funktion "RDB-Kernfluten" im Wesentlichen auf die RDB-Druckentlastung."

Auf S. 188 des BMUB-Gutachtens heißt es: "Das ZUNA ist bei der Wahrnehmung seiner sicherheitstechnisch wichtigen Aufgaben auf Teile der bereits vor der ZUNA-Installation vorhandenen Anlagenteile angewiesen. Dies betrifft sowohl passive Anlagenteile wie Rohrleitungsabschnitte, die gemeinsam genutzt werden, als auch aktive Einrichtungen wie die Reaktor-Druckentlastung sowie elektro- und leittechnische Einrichtungen."

Fazit:

ZUNA ist mit den vorhandenen Sicherheitseinrichtungen vermascht. Die Vermaschung ist zwar nach den "Sicherheitsanforderungen an KKW" grundsätzlich möglich. Im BMUB-Gutachten fehlt jedoch der von den "Sicherheitsanforderungen an KKW",

3.1(3)c¹⁷, geforderte Nachweis der aus sicherheitstechnischer Sicht positiven Aspekte der vermaschten Lösung. Insofern kann hier eine Regelkonformität zu den "Sicherheitsanforderungen an KKW" nicht festgestellt werden.

6.1.4 Aussagen im BMUB-Gutachten zum Erfordernis von Handmaßnahmen in Störfallabläufen

Anforderungen für den Fall des Erfordernisses von Handmaßnahmen sind in den "Sicherheitsanforderungen an KKW", Kapitel 3.1 (13) "Anforderung an die ergonomische Gestaltung der Voraussetzungen für zuverlässiges Handeln des Personals" beschrieben. Weiter unter 5 (8) ist angegeben, dass "die ergonomische Gestaltung der Voraussetzungen für zuverlässiges Handeln gemäß Nummer 3.1 (13) mit geeigneten Bewertungsverfahren nachgewiesen werden muss."

Im BMUB-Gutachten wird vielfach auf die Notwendigkeit von Personalhandlungen zur Ereignisbeherrschung verwiesen, z.B.:

- Zusammenfassung zu Kapitel 3.5.3.2:
"Wird ein Einzelfehler unterstellt, können gegenüber dem Fall ohne Einzelfehler zusätzliche Handmaßnahmen erforderlich werden. Diese betreffen Maßnahmen zur Druckbegrenzung, zur Druckabsicherung der ND-Systeme und zur Inbetriebnahme des ZUNA, woraus im Zusammenhang mit den nachfolgenden Prüfungen die Empfehlungen 2 (siehe Kapitel 3.5.4) und 3 (siehe Kapitel 3.5.5.2) sowie die Hinweise 1 (siehe Kapitel 3.5.4) und 3 (siehe Kapitel 3.5.5.2) abgeleitet werden."
- Zusammenfassung zu Kapitel 3.5.4:
"Zur Ereignisbeherrschung können Handmaßnahmen erforderlich sein. Diese sind bei unterstellter Unverfügbarkeit der Warte von den TEST und dem ZUNA-Leitstand aus sowie ggf. vor Ort durchzuführen. Um erforderliche Handmaßnahmen im relevanten Zeitbereich vornehmen zu können, muss die Handlungsfähigkeit des Schichtpersonals gegeben sein. Diesbezüglich ist die Empfehlung 2 abgeleitet worden."

¹⁷ „Entmaschung von redundanten Teilsystemen, soweit dieser sicherheitstechnische Nachteile nicht entgegenstehen“

- Zusammenfassung zu Kapitel 3.5.5.2:
 "Für die Betriebsphase B des Nichtleistungsbetriebs gelten die Schlussfolgerungen zum Leistungsbetrieb in Kapitel 3.5.5.1. Im Hinblick auf die Betriebsphasen C bis E des Nichtleistungsbetriebs ist festzustellen, dass für die Einhaltung der jeweiligen Nachweiskriterien in größerem Umfang als im Leistungsbetrieb Handmaßnahmen erforderlich sein können. Eine Analyse der für einzelne Maßnahmen erforderlichen Durchführungszeiten unter Berücksichtigung der jeweiligen Randbedingungen (Umfang der Maßnahmen, Kommunikation bei abzustimmenden Handlungen von verschiedenen Orten aus, Personalverfügbarkeit) bedarf der detaillierten Kenntnis der Gegebenheiten vor Ort. Eine diesbezüglich detaillierte Analyse geht über den Untersuchungsrahmen dieser Stellungnahme hinaus.
 Auf Basis der durchgeführten Prüfungen ergibt sich zusätzlich zur Empfehlung 2 (siehe Kapitel 3.5.4), die auch für die Betriebsphasen C und E relevant ist, die Empfehlung 3. Weiterhin sind die Hinweise 3 und 4 abgeleitet worden."

Fazit:

Gemäß BMUB-Gutachten sind für die Beherrschung von Folgeereignissen eines Bemessungserdbebens Handmaßnahmen erforderlich. Zum Zwecke einer sicheren Gestaltung solcher Handmaßnahmen sind Empfehlungen ausgesprochen worden. Es ist unklar auf welcher Grundlage diese Empfehlungen entwickelt wurden, zumindest liegen hierzu keine Informationen vor.

Es ist nicht erkennbar, ob die von den "Sicherheitsanforderungen an KKW" geforderten Nachweise zur "ergonomischen Gestaltung der Voraussetzungen für zuverlässiges Handeln" prüfbar vorliegen. Insofern kann hier eine Regelkonformität zu den "Sicherheitsanforderungen an KKW" nicht festgestellt werden.

6.1.5 Zur Durchgängigkeit der Erdbebenauslegung

Das Schaltanlagegebäude ist nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegt ("Die Schnellabschaltung ist „fail safe“ ausgelegt, so dass selbst bei einer Zerstörung der entsprechenden, im nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegten Schaltanlagegebäude aufgebauten Reaktorschutzteilsysteme die Schnellabschaltung ausgelöst wird und die entsprechenden Armaturen betätigt werden." /23/).

Im BMUB-Gutachten, S. 206, wird festgestellt, dass "Längerfristig die Überwachung der Anlage und die erforderlichen Schalthandlungen nach dem BEB auslegungsgemäß von den Teilsteuern der Redundanten 2 oder 3 erfolgen muss, da die Warte nicht gegen das BEB ausgelegt ist..... Zwar kann gemäß /KRB 07f/ davon ausgegangen werden, dass ein Großteil des Schichtpersonals der Warte verfügbar bleibt, da das Schaltanlagegebäude gemäß der ursprünglichen Auslegung bei Erdbeben standsicher ist."

Wie jedoch im oben erwähnten Bericht des Betreibers /23/ ausgeführt, ist das Schaltanlagegebäude nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegt (sh. hierzu auch die Ausführungen zum Erfordernis von Handmaßnahmen in 6.1.4).

Nach den Angaben in /23/ (sh. auch Kapitel 3.1) verlaufen Teile der ZUNA-Rohrleitungen durch nicht gegen das Bemessungserdbeben ausgelegte Gebäude (Reaktorhilfsanlagegebäude, nukleares Betriebsgebäude). Zudem ist die ZUNA-Vorpumpe im Hilfsanlagegebäude aufgestellt. Im Rahmen der ZUNA-Nachrüstung soll deshalb ein nachträglicher Standsicherheitsnachweis unter Berücksichtigung der Bauwerkszähigkeit für die entsprechenden Gebäude erbracht worden sein mit dem gezeigt sein soll, dass das ZUNA-System beim Bemessungserdbeben verfügbar ist. Dieser Standsicherheitsnachweis liegt hier jedoch nicht vor und konnte somit auch nicht geprüft werden.

In /27/ wird ergänzend ausgeführt: „Mit dem Nachweis für das Bemessungserdbeben wird auch ein Erdbeben, das in seiner Stärke unterhalb des Bemessungserdbebens, aber oberhalb des Auslegungserdbebens liegt, abgedeckt. Auch in diesem Fall dient ZUNA zur Bereitstellung der oben genannten Sicherheitsfunktionen.“ Daraus wäre zu schlussfolgern, dass mit einer Nichtverfügbarkeit von TH1 bereits im Bereich des Auslegungserdbebens gerechnet wird („Auch ohne Berücksichtigung der aus dem nicht in vollem Umfang für Erdbeben ausgelegten Schaltanlagegebäude angesteuerten Systeme der Redundanz 1 wird ein Einzelfehler an beliebiger Stelle abgedeckt.“ /23/).

Hieraus wäre auch zu schlussfolgern, dass alle relevanten Szenarien schon ab dem Auslegungserdbeben¹⁸ zu betrachten wären.

¹⁸ Siehe dazu im BMUB-Gutachten in der Fußnote 43 auf Seite 168 den Satz: „Dabei wurde für das Auslegungserdbeben eine Eintrittshäufigkeit von $3 \times 10^{-4}/a$ ermittelt.“

In diesem Zusammenhang stellt sich dann auch die Frage nach Reserven in der Standsicherheit der angesprochenen Gebäude im Falle auslegungsüberschreitender Erdbebeneinwirkungen. Diese Anforderungen stellen sich gemäß WENRA-Ref. Level F4.7 sowie abgeleitet aus der Aufgabenstellung des BMUB, wonach das ZUNA System auch für „hypothetische Ausfallkombinationen“ zur Verfügung stehen soll.

Diesbezüglich ist in den IAEA Specific Safety Requirements SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design im Requirement 53 „Heat transfer to an ultimate heat sink“ folgende Anforderung beschrieben:

“The capability to transfer heat to an ultimate heat sink shall be ensured for all plant states.

6.19B. The heat transfer function shall be fulfilled for levels of natural hazards more severe than those considered for design, derived from the hazard evaluation for the site.”

In /33/ wird in Bezug auf Auslegungsreserven im Fall eines Erdbebens ausgeführt:

„Bezüglich der Auslegungsreserven wurden folgende Aussagen getroffen:

Laut Betreiber sind Auslegungsreserven von mindestens einer Intensitätsstufe vorhanden. Die RSK sieht es unter der Berücksichtigung der generischen Anmerkungen als möglich an, dass die Bewertungskriterien des Levels 1 erfüllt werden. Die mögliche Erfüllung des Levels hängt von der Vorlage zusätzlicher Nachweise und deren Bestätigung ab.“

Diesbezügliche Nachweise einschließlich deren Bestätigung sind im BMUB-Gutachten nicht aufgeführt und liegen hier auch nicht vor.

Fazit:

Im BMUB-Gutachten wird ausgesagt, dass die Standsicherheit des Schaltanlagegebäudes bei Erdbeben bereits mit der Auslegung nachgewiesen wurde. Hingegen wird in /23/ ausgewiesen, dass das Schaltanlagegebäude nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegt ist.

Es stellt sich jedoch überdies die Frage nach Reserven in der Standsicherheit der für das ZUNA relevanten Gebäude (Reaktorhilfsanlagegebäude, nukleares Betriebsgebäude) im Falle auslegungsüberschreitender Erdbebeneinwirkungen. Diese Anforderungen stellen sich gemäß IAEA Specific Safety Requirement SSR-2/1, Safety of Nuclear

Power Plants: Design (Requirement 53), WENRA-Ref. Level F4.7 sowie abgeleitet aus der Aufgabenstellung des BMUB, wonach das ZUNA System auch für „hypothetische Ausfallkombinationen“ zur Verfügung stehen soll.

Diese Anforderung unterstreicht die Notwendigkeit des Nachweises nach Reserven in der Standsicherheit der angesprochenen Gebäude im Falle auslegungsüberschreitender Erdbebeneinwirkungen.

Aussagen hierzu werden im BMUB-Gutachten nicht getroffen. Insofern kann eine Erfüllung von Anforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf den Standsicherheitsnachweis für den Fall auslegungsüberschreitender Erdbebeneinwirkungen nicht bestätigt werden.

6.1.6 Aussagen im BMUB-Gutachten zur Erfordernis von Notfallschutzmaßnahmen bei Folgeereignissen

Grundlage der "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ ist das Gestaffelte Sicherheitskonzept mit dem Prinzip der Sicherheitsebenen bezogenen unabhängigen Ausbildung von Maßnahmen und Einrichtungen zur Erreichung der jeweils erforderlichen Wirksamkeit und Zuverlässigkeit. Insbesondere in Bezug auf die Sicherheitsebene 4 ist unter 2.1(11) der "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ ausgesagt, dass "die auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c eigens für den anlageninternen Notfallschutz vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen in den Nachweisführungen auf den anderen Sicherheitsebenen nicht herangezogen werden dürfen."

Im BMUB-Gutachten wird verschiedentlich die Notwendigkeit des anlageninternen Notfallschutzes zur Beherrschung von Folgeereignissen des Bemessungserdbebens angegeben, z.B.:

- Zusammenfassung zu Kapitel 3.5.5.1:
"Für die beim BEB¹⁹ zu unterstellenden Folgeereignisse kann die Einhaltung der jeweilig heranzuziehenden Nachweiskriterien unter den bei Störfällen anzusetzenden Nachweisrandbedingungen für den Leistungsbetrieb nachvollzogen

¹⁹ BEB - Bemessungserdbeben

werden. Im Falle einer Unverfügbarkeit der Drehstromversorgung der Redundanten 2 und 3 sind dazu gemäß den vorliegenden Unterlagen rechtzeitig vor Erschöpfung der Batteriekapazitäten entweder Notfallmaßnahmen zur Wiederherstellung der Stromversorgung oder Handmaßnahmen zur Öffnung der Diversitären Druckbegrenzungsventile (DDV) erforderlich. Diesbezüglich sind die Empfehlungen 1 (siehe Kapitel 3.5.3.1.6) und 2 (siehe Kapitel 3.5.4) abgeleitet worden."

Selbst im BMUB-Gutachten wird darauf verwiesen, dass die Kreditierung von Notfallmaßnahmen bzw. von nicht im BHB beschriebenen Handmaßnahmen im Rahmen der Beherrschung von Folgeereignissen eines BEB nicht den Anforderungen des Regelwerks entspricht. "Aus Sicht des Auftragnehmers sollten für Folgeereignisse des BEB kreditierte Handmaßnahmen zum Öffnen der DDVs anforderungsgerecht im BHB²⁰ dargestellt sein oder eine qualifizierte Maßnahme zur Wiederherstellung der Stromversorgung nach einem BEB entwickelt werden."

Fazit:

Der anlageninterne Notfallschutz stellt eine Ergänzung des Sicherheitskonzepts für den Fall dar, dass die auf den Sicherheitsebenen 1 - 3 zur Ereignisbeherrschung vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen nicht oder nicht in der erforderlichen Wirksamkeit zur Verfügung stehen sollten.

In /13/ wird hierzu in Bezug auf die deutsche Sicherheitspraxis hinsichtlich der Aufsicht über die in Betrieb befindlichen AKW dargelegt: Die „Sicherheitsebene 3 dient der unabhängigen Beherrschung der nach § 49 der Strahlenschutzverordnung zugrunde zu legenden Störfälle und bildet nach dem deutschen Sicherheitskonzept die wesentliche Grundlage des „praktischen Ausschlusses“ von nuklearen Schäden. Der praktische Ausschluss muss insbesondere durch diversitäre, redundante, qualitativ hochwertige und wiederkehrend geprüfte Sicherheitsvorkehrungen so unzweifelhaft gewährleistet sein, dass qualifizierte Erkenntnisse zu möglichen „nicht unerhebli-

²⁰ BHB - Betriebshandbuch

chen“ (!) Sicherheitsverbesserungen bereits die behördliche Prüfung eines Zustands, aus dem sich Gefahren ergeben können (§ 19 Abs. 3 AtG), nahelegen dürfte.“

Der vom Regelwerk geforderte Verzicht von Notfallmaßnahmen zur Beherrschung von Folgeereignissen des Bemessungserdbebens (Ereignisse der Sicherheitsebene 3) ist im BMUB-Gutachten nicht nachvollziehbar aufgezeigt.

Insofern kann hier eine Regelkonformität zu den "Sicherheitsanforderungen an KKW" nicht festgestellt werden.

6.1.7 Notwendigkeit eines Zwischenkühlkreises als Teil des Not- und Nachkühlsystems

ZUNA selbst verfügt nicht, wie für Not- und Nachkühlssysteme allgemein vorgesehen, über einen Zwischenkühlkreislauf.

Auf die Notwendigkeit einer Bezugnahme auf ausführungsorientierte Sicherheitsanforderungen als Bewertungsmaßstab zur Bewertung der Frage nach Notwendigkeit eines Zwischenkühlkreises als Teil der Not- und Nachkühlssysteme von AKW wurde bereits in Kapitel 4 verwiesen.

Die Aufgaben eines ISS (ISS-intermediate cooling circuit oder „Zwischenkühlkreislauf“) sind in IAEA: No. NS-G-1.9 /31, dort No. 4.129/ angegeben:

“4.129. The functions of the intermediate cooling circuits are:

- To transfer heat from the RCSASs²¹ or other heat sources to the ultimate heat sink,
- To act as a barrier to the dispersion of radioactive material to the environment or the ingress of unsuitable chemicals into the RCSASs.”

²¹ RCSASs - Reactor Coolant and Associated Systems

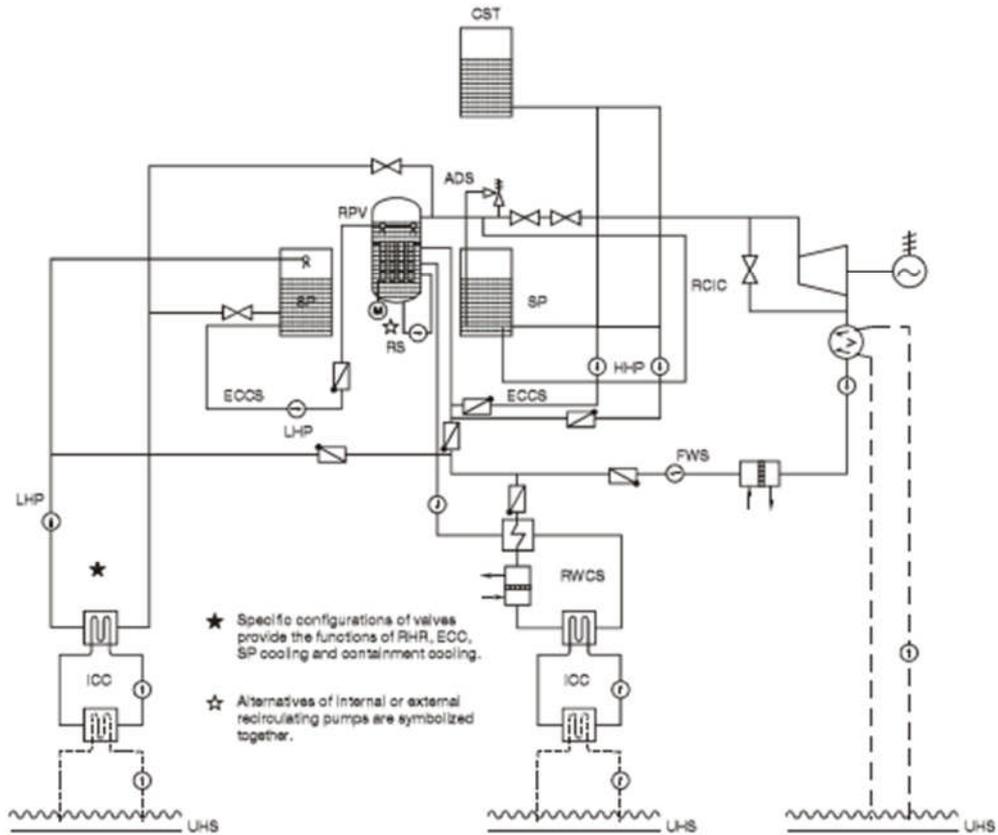


Bild 8: Empfehlungen der IAEA zum Aufbau eines Not- und Nachkühlsystems für einen Siedewasserreaktor (SWR) /31/

Diese von einem ICC²² gemäß IAEA /31/ (siehe auch Bild 8) wahrzunehmenden Aufgaben entsprechen auch denen, die in der KTA 3301²³ angegeben sind (siehe hierzu auch die prinzipiellen Angaben der RSK zum Aufbau von Nachkühlketten in deutschen AKW /43/). Der IAEA Safety Guide NS-G-1.9 /31/ enthält in den No. 4.132 – 4.137 umfassende Angaben bezüglich der sicherheitstechnischen Anforderungen, die von einem Zwischenkühlkreislauf, der als Teil der Not- und Nachkühlkette agiert, zu erfüllen sind. Speziell auf No. 4.132 sei an dieser Stelle verwiesen:

²² Im Englischen werden unterschiedliche Bezeichnungen für den Zwischenkühlkreislauf verwendet: component cooling water system (CCWS), Intermediate cooling circuits (ICCs)

²³ „Nuklearer Zwischenkühlkreislauf zur Ableitung der Wärme aus Kühlern zur NWA und anderen zur Funktion der NWA Systeme benötigten Komponenten über Zwischenkühler und als Barriere innerhalb der Kühlkette gegen Austritt radioaktiver Stoffe in die Umgebung“

„4.132. When an intermediate cooling circuit system is essential for post shutdown cooling, the provision of a diversity of ultimate heat sinks may be considered in addition to the redundancy necessary to meet the single failure criterion. When a diversity of ultimate heat sinks (e.g. a river or the atmosphere) is necessary, this may necessitate special considerations in the design of the intermediate cooling circuits (e.g. the need for different heat exchangers or pumps)“.

Umfassende Anforderungen an den Zwischenkühlkreislauf in Not- und Nachkühlsystemen finden sich auch in den Anforderungen an Neuanlagen (z.B. an den EPR /30/) in /38/ im Kapitel B.2.3.2 „The residual heat shall be transported from the combined residual heat removal and low head safety injection system to the ultimate heat sink through an intermediate component cooling water system.“

Aber auch im Kapitel B.2.4.2 “The component cooling water system and the essential service water system are important support systems to transfer to the ultimate heat sink the residual heat from the system designed to achieve the residual heat removal and the low head safety injection functions. Potential common cause failures of the component cooling water system and of the essential service water system have to be fully investigated. Moreover, the designer has to show that the heat removal capacity of each heat exchanger between the component cooling water system and the essential service water system is adequate for all normal operating conditions, including shutdown conditions, as well as for all reference transients, incidents and accidents. The reliability of the isolating devices for those users the heat loads of which are not taken into account has to be thoroughly assessed.”

Auch in den „European Utility Requirements for LWR nuclear power plants“ /46/ wird die Forderung nach einem Zwischenkühlkreis mit den folgenden Sicherheitsanforderungen erhoben:

“The CCWS (Component Cooling Water System) shall be designed to perform the following functions:

- remove heat from equipment and transfer it to the ESWS (Essential Service Water System) in all DBC (Design Basis Conditions),
- protect against leakage of service water into the Nuclear Island fluid systems,
- protect against release of radiological contamination into the Ultimate Heat Sink.”

Auf die aus sicherheitstechnischen Gründen erforderliche Notwendigkeit von Zwischenkühlkreisen wird in Bezug auf den EPR in britischen Prüfberichten über die Erfüllung sicherheitstechnischer Anforderungen berichtet /34, 35, 36/. Dabei werden vorrangig Anforderungen an die Zuverlässigkeit des Systems geprüft. Als übergeordnet gilt, dass das System so zuverlässig auszulegen und gegen Einwirkungen zu schützen ist, dass es die erforderliche hohe Verfügbarkeit der zu versorgenden Sicherheitseinrichtungen absichert. Vergleichbare Anforderungen an die Zuverlässigkeit eines Zwischenkühlkreises sind in den „Sicherheitsanforderungen an KKW“, 3.1(3)g) und 3.1.4, als Anforderungen an Hilfs- und Versorgungssysteme bezeichnet, genannt.

Überdies sind in den sich in Betrieb sowie im Bau befindlichen Siede- und Druckwasserreaktoren, die ca. 82%²⁴ aller Leistungsreaktoren weltweit umfassen (wozu auch das AKW KBR zu zählen ist), Zwischenkühlkreise als Standardlösung in Not- und Nachkühlketten implementiert bzw. hierfür vorgesehen (sh. hierzu Informationen in /56/ - /59/, /61/, /62/)²⁵. Zwischenkühlkreise sind auch in den zu den weltweit ältesten Anlagen zu zählenden AKW Beznau in der Schweiz /60/ und AKW Fessenheim in Frankreich /62/ implementiert.

Fazit:

Es ist offensichtlich, dass nach Stand von Wissenschaft und Technik ein Zwischenkühlkreislauf in ein Not- und Nachkühlsystem zu integrieren ist. Im BMUB-Gutachten wird eine Analyse bezüglich des Standes von Wissenschaft und Technik nicht vorgenommen. Die Lösung, das ZUNA System ohne Zwischenkühlkreis zu betreiben, wird im BMUB-Gutachten als regelwerkskonform beschrieben. Ebenfalls wird ausgesagt, dass die Anforderungen nach KTA 3301 erfüllt seien, ohne jedoch auf die Empfehlungen bezüglich einer Einrichtung eines Zwischenkühlkreises vertieft einzugehen.

Aus der Analyse des Standes von Wissenschaft und Technik verbleibt die Feststellung, dass in ein Not- und Nachkühlsystem ein Zwischenkühlkreis zu integrieren ist.

²⁴ In Nuclear Power Reactors in the World, IAEA Vienna 2016

²⁵ Zu den übrigen Reaktortypen (ca. 18%) zählen GCR (gas cooled reactor), PHWR (pressurized heavy-water reactor), LWGR (graphite moderated light water reactor) und FBR (fast breeder reactor). Diese Anlagentypen sind nicht den Leichtwasserreaktoren zuzurechnen und sind deshalb hier nicht Gegenstand einer vertieften Prüfung.

Insofern kann hier eine Konformität mit dem Stand von Wissenschaft und Technik nicht festgestellt werden.

6.2 Schutzkonzept gegen übergreifende Einwirkungen

Grundsätzlich ist das Schutzkonzept gegen übergreifende Einwirkungen im IAEA Sicherheitsstandard SSR 2/1 /9/ beschrieben. Im Requirement 17 heißt es diesbezüglich: „All foreseeable internal hazards and external hazards, including the potential for human induced events directly or indirectly to affect the safety of the nuclear power plant, shall be identified and their effects shall be evaluated. Hazards shall be considered in designing the layout of the plant and in determining the postulated initiating events and generated loadings for use in the design of relevant items important to safety for the plant.“

In etwa gleiche Anforderungen enthalten die WENRA-Ref. Level E5.2, E6.1, T4.1 T5.4.

Das Schutzkonzept gegen übergreifende Einwirkungen wird in den "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/, dort in den Kapiteln 2.4 und 4.2, angegeben: Insbesondere in Bezug auf Einwirkungen von außen gilt 2.4 (4) „Alle Sicherheitseinrichtungen sind so auszulegen und müssen sich dauerhaft in einem solchen Zustand befinden, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei Einwirkungen von außen erfüllen“. Nach 4.2 (1) c) gilt, dass „der Auslegung der Einrichtungen gemäß Nummer 2.4 (1) sind zu Grunde zu legen: c) Kombinationen mehrerer zu unterstellender Einwirkungen von außen (z. B. Erdbeben, Hochwasser, Sturm, Blitz) sowie aus Notstandsfällen untereinander oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit anlageninternen Ereignissen (z. B. Rohrleitungsbruch, Brände in der Anlage, Notstromfall). Diese Kombinationen müssen dann unterstellt werden, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten auf Grund der Wahrscheinlichkeit und des Schadensausmaßes in Betracht zu ziehen ist.“

Infolge dessen und unter Berücksichtigung von Anlage 5, 3.2.1 (4), zu den "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ sind ereignisbedingte Folgeereignisse bei Einwirkungen von außen zu unterstellen, soweit die jeweiligen Anlagenteile nicht gegen die Einwirkungen ausgelegt sind. Zu solchen Folgeereignissen gehören z.B. der Notstromfall, aber auch Ereignisse im Bereich der Wärmesenke. Für die zur Beherrschung eines derartigen Folgeereignisses, eingestuft als Störfall der Sicherheitsebene 3, erforderlichen Sicher-

heitseinrichtungen gelten voll umfänglich die Anforderungen der Sicherheitsebene 3, angegeben in den "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/. Demnach wäre z.B. eine (n+2) redundante Ausführung der Sicherheitseinrichtungen erforderlich.

Fazit:

Die Anforderung nach (n+2) Ausführung der Sicherheitssysteme auch für den Fall eines Bemessungserdbebens, wie aus den "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ zu entnehmen, galt auch bereits zum Zeitpunkt der Genehmigung.

Wie bereits unter Kapitel 5.1 dieser gutachterlichen Stellungnahme aufgezeigt, ist die vom BMUB-Gutachten unkritisch übernommene Aussage, wonach diese Anforderung - (n+2) Ausführung der Sicherheitssysteme auch für den Fall eines Bemessungserdbebens - erst später ins Regelwerk eingeflossen bzw. aus diesem nicht ableitbar gewesen wäre, nicht zutreffend.

7 Zusammenfassende Bewertung

Die zusammenfassende Bewertung orientiert sich an den im Auftrag der Bundestagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen vom 15.08.2016 zur Erstellung eines Gutachtens zum Sicherheitsstand des AKW Gundremmingen angegebenen Aufgaben.

7.1 Welche Belege und Indizien gibt es im BMUB-Gutachten sowie anderweitig dafür, dass das AKW nicht den deutschen "Sicherheitsanforderungen an KKW" entspricht und insbesondere das System „ZUNA“ kein Sicherheitssystem ist?

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen ist das grundlegende Sicherheitskonzept für die Auslegung von AKW. Dies bedeutet, dass Maßnahmen und Einrichtungen vorgesehen sind, die auf einer ersten Sicherheitsebene das Eintreten von Störungen und Störfällen vermeiden, auf einer zweiten Sicherheitsebene eintretende Störungen beherrschen und das Eintreten von Störfällen vermeiden, auf einer dritten Sicherheitsebene Störfälle beherrschen. Störfälle können durch interne Ursachen aber auch durch externe Einwirkungen wie Erdbeben usw. ausgelöst werden.

Auf einer vierten Sicherheitsebene sollen die Auswirkungen nicht beherrschter Störfälle der dritten Sicherheitsebene begrenzt werden. Im Einzelnen sollen schwere Kernschäden durch präventive Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes vermieden sowie bei Unfällen mit schweren Kernschäden die Freisetzungen radioaktiver Stoffe durch mitigative²⁶ Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in die Umgebung so weit wie möglich begrenzt werden.

Die Maßnahmen und Einrichtungen einer Sicherheitsebene sollen dabei soweit wie möglich unabhängig von den Maßnahmen und Einrichtungen anderer Sicherheitsebenen sein. Maßnahmen und Einrichtungen der vierten Sicherheitsebene dürfen nicht zur Kompensation von Defiziten auf den vorgelagerten Sicherheitsebenen herangezogen werden.

Die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Maßnahmen und Einrichtungen auf den verschiedenen Sicherheitsebenen soll auch im Falle übergreifender anlagenexterner Einwirkungen, wie Erdbeben, gewährleistet bleiben.

Insbesondere für die Maßnahmen und Einrichtungen der dritten Sicherheitsebene existieren umfangreiche Auslegungsgrundsätze, die eine hohe Wirksamkeit und Zuverlässigkeit dieser Systeme gewährleisten sollen. Diese umfassen u. a. Anforderungen an Redundanz sowie der Entmaschung redundanter Teilsysteme.

Mit dem BMUB-Gutachten ist beabsichtigt, einen Nachweis der Regelkonformität des AKW KRB im Bereich der Not- und Nachkühlung zu erbringen. Die Regelkonformität im Bereich der Not- und Nachkühlung im AKW KRB ist wegen der unzureichenden Auslegung des Stranges TH 1 gegen Bemessungserdbeben nicht gegeben. Mit dem BMUB-Gutachten soll nun, unter Hinzunahme des ZUNA anstelle TH 1, die Regelkonformität aufgezeigt werden.

Wie mit dieser gutachterlichen Stellungnahme gezeigt wird, werden vom ZUNA nicht die Anforderungen erfüllt, die an ein Not- und Nachkühlsystem zu stellen sind. Dabei sind folgende Aspekte von Bedeutung:

Generelle Aspekte:

²⁶ Vom Englischen mitigate = (ab)mildern

- **An keiner Stelle im BMUB-Gutachten wird die Frage gestellt und beantwortet, inwieweit die Regelungen in den "Sicherheitsanforderungen an KKW" und in den Regeln des KTA in Bezug auf den zu bewertenden Sachverhalt – Einordnung des ZUNA als Teil eines Sicherheitssystems - ausreichend vollständig sind und ob sie auch tatsächlich in Gänze eine dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Bewertung ermöglichen.**
- **Seitens BMUB wird der Fokus nicht auf Forderungen bezüglich einer sachgerechten Ausführung der auslegungsmäßigen Not- und Nachkühlsysteme, also die Ertüchtigung von TH 1 in Bezug auf die Auslegung gegen Erdbeben und somit auf die anforderungsgerechte Herstellung der Sicherheitsebene 3, gerichtet. Sondern es wird der Versuch unternommen, den Nachweis der Eignung von ZUNA als Sicherheitssystem zu führen, wobei ZUNA als System zur Beherrschung „hypothetischer Ausfallkombinationen“ /53/ konzipiert ist.**
- Das System ZUNA wird im Zeitraum seit ca. 1996 bis jetzt zutreffend mit den folgenden sicherheitstechnischen Zuordnungen belegt:
 - sonstiges sicherheitstechnisch wichtiges System,
 - sicherheitstechnisch unterstützendes System zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse,
 - Notstandssystem,
 - Maßnahme des anlageninternen Notfallschutzes.

Nach den verfügbaren Unterlagen seit der Errichtung des ZUNA war bisher eine Einstufung von ZUNA als Sicherheitssystem nicht erfolgt, selbst nicht in aktuellen Berichten des Betreibers. Auch in der BMU-Antwort vom 5. Februar 2013 /21/ heißt es: „Es (gemeint ist hier ZUNA) wird zu den sonstigen sichertechnisch wichtigen Systemen gezählt.“

- **Die Anforderung nach (n+2) Ausführung der Sicherheitssysteme auch für den Fall eines Bemessungserdbebens - entgegen einer nicht kommentierten Behauptung im BMUB-Gutachten, dass zum Genehmigungszeitpunkt des AKW KRB für den Erdbebenfall nur die Beherrschung eines Einzelfehlers oder eines Instandhaltungsfalles gefordert war - galt auch bereits zum Zeitpunkt der Genehmigung.**

Spezielle Aspekte:

- **ZUNA ist aus funktionaler Sicht nicht gleichwertig mit den Redundanten TH1 - TH3 des Not- und Nachkühlsystems im AKW KRB.** Im System ZUNA wird die Druckentlastung für den Fall erforderlich wenn die Einspeisung bei hohem Druck erfolgen soll. Im BMUB-Gutachten wird dazu festgestellt, "dass das ZUNA die Funktion der Nachwärmeabfuhr in ausreichender Wirksamkeit übernehmen kann. Als Randbedingungen dafür müssen die dauerhafte Druckentlastung und die Verfügbarkeit der KOKA sichergestellt werden."

Für den Fall der Notwendigkeit einer Einspeisung bei hohem Druck in den Reaktordruckbehälter ist insofern unter den Bedingungen eines Bemessungserdbebens nur eine (n+1) Redundanz verfügbar, was den "Sicherheitsanforderungen an KKW" in 3.1(7) widerspricht.

- **Das System ZUNA weist Vermaschungen mit dem auslegungsgemäßen Not- und Nachkühlsystem auf.**

Es ist zwar im BMUB-Gutachten die sicherheitstechnische Unbedenklichkeit der realisierten Lösung beschrieben worden. Es fehlt jedoch der von den "Sicherheitsanforderungen an KKW" in 3.1(3) c) geforderte Nachweis der aus sicherheitstechnischer Sicht positiven Aspekte der vermaschten Lösung. Insofern kann hier eine Regelkonformität zu den o.g. Anforderungen nicht festgestellt werden.

- Gemäß BMUB-Gutachten sind **für die Beherrschung von Folgeereignissen eines Bemessungserdbebens Handmaßnahmen erforderlich.** Zum Zwecke einer sicheren Gestaltung solcher Handmaßnahmen sind im BMUB-Gutachten Empfehlungen ausgesprochen worden.

Anforderungen für den Fall des Erfordernisses von Handmaßnahmen sind in den "Sicherheitsanforderungen an KKW", Kapitel 3.1 (13) "Anforderung an die ergonomische Gestaltung der Voraussetzungen für zuverlässiges Handeln des Personals" beschrieben. Weiter unter 5 (8) ist angegeben, dass "die ergonomische Gestaltung der Voraussetzungen für zuverlässiges Handeln gemäß Nummer 3.1 (13) mit geeigneten Bewertungsverfahren nachgewiesen werden muss." Es ist unklar auf welcher Grundlage die Empfehlungen für Handmaßnahmen entwickelt wurden, zumindest liegen hierzu keine Informationen vor. Insofern kann hier eine Regelkonformität zu den o.g. Anforderungen nicht festgestellt werden.

- Im BMUB-Gutachten wird verschiedentlich die **Notwendigkeit des anlageninternen Notfallschutzes zur Beherrschung von Folgeereignissen des Bemessungserdbebens** angegeben. Jedoch wird selbst im BMUB-Gutachten darauf verwiesen, dass die Kreditierung von Notfallmaßnahmen im Rahmen der Beherrschung von Folgeereignissen eines BEB nicht den Anforderungen des Regelwerks entspricht.

In Bezug auf die Sicherheitsebene 4 ist unter 2.1(11) der "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ ausgesagt, dass "die auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c eigens für den anlageninternen Notfallschutz vorgesehenen Maßnahmen und Einrichtungen in den Nachweisführungen auf den anderen Sicherheitsebenen nicht herangezogen werden dürfen."

Der vom Regelwerk geforderte Verzicht von Notfallmaßnahmen zur Beherrschung von Folgeereignissen des Bemessungserdbebens (Ereignisse der Sicherheitsebene 3) ist im BMUB-Gutachten nicht nachvollziehbar aufgezeigt. Insofern kann hier eine Regelkonformität zu den "Sicherheitsanforderungen an KKW" nicht festgestellt werden.

- Im BMUB-Gutachten wird ausgesagt, dass die Standsicherheit des Schaltanlagegebäudes bereits mit der Auslegung nachgewiesen wurde. Hingegen wird in /23/ ausgewiesen, dass das Schaltanlagegebäude nicht gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegt ist.

Es stellt sich jedoch die Frage nach **Reserven in der Standsicherheit der für das ZUNA System relevanten Gebäude im Falle auslegungsüberschreitender Erdbebeneinwirkungen**. Diese Anforderungen stellen sich gemäß WENRA-Ref. Level F4.7 sowie abgeleitet aus der Aufgabenstellung des BMUB, wonach das ZUNA System auch für „hypothetische Ausfallkombinationen“ zur Verfügung stehen soll.

Nach Stand von Wissenschaft und Technik soll die Nachwärmeabfuhr auch im Falle auslegungsüberschreitender anlagenexterner Einwirkungen wie Erdbeben gewährleistet sein. Aussagen hierzu werden im BMUB-Gutachten nicht getroffen.

Insofern kann eine Erfüllung von Anforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf den Standsicherheitsnachweis für den Fall auslegungsüberschreitender Erdbebeneinwirkungen nicht bestätigt werden.

- **ZUNA selbst verfügt nicht, wie für Not- und Nachkühlsysteme allgemein vorgesehen, über einen Zwischenkühlkreislauf.**

Aus der Analyse des Standes von Wissenschaft und Technik unter Berücksichtigung ausführungsorientierter Sicherheitsanforderungen und -empfehlungen, wie z.B. KTA 3301 oder IAEA Safety Guide NS-G-1.9, verbleibt die Feststellung, dass in ein Not- und Nachkühlsystem ein Zwischenkühlkreis zu integrieren ist. Insofern erfüllt das ZUNA auch hier nicht die Anforderungen an ein Sicherheitssystem.

Es bleibt auch festzustellen, dass in den weltweit sich in Betrieb oder in Bau befindlichen AKW mit Leichtwasserreaktoren (das sind ca. 82% aller Leistungsreaktoren) Zwischenkühlkreise als Teil der Not- und Nachkühlketten vorhanden sind bzw. deren Errichtung vorgesehen ist. Dies trifft auch auf die AKW Beznau in der Schweiz und Fessenheim in Frankreich zu, die über Zwischenkühlkreise in den Not- und Nachkühlketten verfügen und die zugleich zu den ältesten AKW weltweit zu zählen sind.

ZUNA erfüllt nicht die Anforderungen, die von einem Not- und Nachkühlsystem zu erwarten sind. Beim AKW Gundremmingen sind somit die notwendigen Voraussetzungen zur Störfallbeherrschung nicht gegeben. Die mit dem BMUB-Gutachten beabsichtigte Einstufung des ZUNA als Teil des Not- und Nachkühlsystems ist in einer Reihe von Sachfragen unbestimmt und erreicht dazu nicht die in den „Sicherheitsanforderungen an KKW“ festgelegte Nachweistiefe bzw. den Nachweisumfang.

7.2 Inwiefern wurden im BMUB-Gutachten alle Fragen auftragsgemäß und vollständig bearbeitet oder nicht, und ggf. welche fachlichen und handwerklichen Schwachpunkte enthält es?

Die Autoren des BMUB-Gutachtens haben die Aufgaben bearbeitet, die in der Aufgabenstellung des BMUB /53/ angegeben sind.

In /14/ sind jedoch die Anforderungen an Gutachten beschrieben. Danach müssen u.a.

- im Gutachten die Bewertungsmaßstäbe darlegen werden, anhand derer gemäß § 7 Abs. 2 Nr. 3 des Atomgesetzes die nach dem Stand von Wissenschaft und

Technik erforderliche Schadensvorsorge unter Berücksichtigung der einschlägigen Regeln und Richtlinien bestätigt werden kann.

- im Gutachten deutlich zwischen Tatsachen (Fakten), Angaben des Antragstellers, Berechnungen, Annahmen, Prüfergebnissen und Schlussfolgerungen unterschieden werden.
- Unterschiede gegenüber den Angaben des Antragstellers hinsichtlich Fakten, Ergebnissen und Bewertungen deutlich herausgestellt werden.

Im BMUB-Gutachten wurden demgegenüber erhebliche Schwächen festgestellt²⁷. Diese betreffen insbesondere

- die **Begrenzung bzw. Einengung des Bewertungsmaßstabes** auf die "Sicherheitsanforderungen an KKW" sowie die Regeln des KTA
- die Verwendung **unbestimmter Begriffe wie "vertieft", "unzulässig", "erheblich", "grundsätzlich" ohne Angabe des damit in Bezug stehenden Bewertungsmaßstabes**
- **fehlende Begründungen, teilweise fehlender Bewertungsmaßstab, fehlende Referenzen z.B. wenn Bezug genommen wird auf Erfahrungen der Autoren** des BMUB-Gutachtens
- **Unklare oder nicht nachvollziehbare Sachzusammenhänge**
- Unklarheit darüber, inwieweit seitens der Autoren des BMUB-Gutachtens in den Sachverhaltsdarstellungen, betreffend die Kapitel "Sachverhalt und Aussagen des Betreibers" und "Bewertung des TÜV", bereits eigene Bewertungen eingeflossen sind

Die Aussage auf den Seiten 144, 184 und 190 im BMUB-Gutachten, dass auf der Basis vorliegender Informationen die Zuverlässigkeit des ZUNA mit der eines Sicherheitssystems gleichwertig sei, ist angesichts fehlender Nachweise, Vermutungen, fehlender Kenntnisse usw. nicht prüfbar und somit auch bezüglich des Prüfungsgegenstandes nicht belastbar.

²⁷ Beispiele für die angesprochenen fachlichen und handwerklichen Schwächen des BMUB-Gutachtens sind in Kapitel 5.2 dieser gutachterlichen Stellungnahme aufgelistet.

8 Literaturverzeichnis

- /1/ Auftrag der Bundestagsfraktion Bündnis 90/Die Grünen vom 15.08.2016 zur Erstellung eines Gutachtens zum Sicherheitsstand des AKW Gundremmingen
- /2/ Stellungnahme zur Bewertung des Zusätzlichen Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystems ZUNA des Kernkraftwerks Gundremmingen als Teil des Sicherheitssystems (Sicherheitseinrichtung), GRS PhB Februar 2016
- /3/ Auslegung der Nachwärmeabfuhrsysteme des Kernkraftwerks Gundremmingen gegen Erdbeben, Bayerisches Staatsministerium für Umwelt und Gesundheit, München 26.04.2013
- /4/ Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren, GRS 095, Köln November 1992
- /5/ GUTACHTEN über die Sicherheit des Kernkraftwerkes Gundremmingen (KRB II) für das atomrechtliche Genehmigungsverfahren, Teilerrichtungsgutachten für die 2. Teilgenehmigung, TÜV Bayern 1977
- /6/ 1. Teilgenehmigung zur Errichtung des Kernkraftwerks Gundremmingen II (KRB II), Bayerisches Staatsministerium fuer Landesentwicklung und Umweltfragen, Muenchen, den 16. Juli 1976
- /7/ 2. Teilgenehmigungsbescheid nach Para. 7 Atomgesetz (AtG) zur Errichtung des Kernkraftwerks Gundremmingen II (KRB II), Bayerisches Staatsministerium fuer Landesentwicklung und Umweltfragen, Muenchen, 22. Dezember 1977
- /8/ Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors - UPDATE IN RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT, WENRA, 24th September 2014
- /9/ Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA, Vienna 2012

- /10/ "Sicherheitsanforderungen an KKW" an Kernkraftwerke vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2)

- /11/ Bekanntmachung der Interpretationen zu den "Sicherheitsanforderungen an KKW" an Kernkraftwerke vom 22. November 2012 vom 29. November 2013 (BAnz AT 10.12.2013 B4), geändert am 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B3)

- /12/ RICHTLINIE DES RATES 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen

- /13/ Niehaus, Anwendung § 7d des Atomgesetzes, Stuttgart 09.10.2012

- /14/ Rahmenrichtlinie über die Gestaltung von Sachverständigengutachten in atomrechtlichen Verwaltungsverfahren vom 15. Dezember 1983 (GMBI 1984, Nr. 2, S. 21 - Bek. d. BMI v. 15.12.1983 - RS I 6 - 513 820/4 –

- /15/ E. Grauf, M. Mertins, H. Liemersdorf, R. Donderer: Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks: Anforderungen an den Nichtleistungsbetrieb, Atomwirtschaft (atw), Juni 2010

- /16/ KTA 3301, Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren, Fassung 2015-11

- /17/ Deutscher Bundestag Drucksache 17/14340 17. Wahlperiode 05. 07. 2013, Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Sylvia Kotting-Uhl, Hans-Josef Fell, Bärbel Höhn, weiterer Abgeordneter und der Fraktion BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN – Drucksache 17/14048 – Besonderheiten des Notkühlsystems im Atomkraftwerk Gundremmingen B und C

- /18/ Deutscher Bundestag Drucksache 17/14454 17. Wahlperiode 30. 07. 2013, Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Sylvia Kotting-Uhl, Harald Ebner, Hans-Josef Fell, weiterer Abgeordneter und der Fraktion BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN – Drucksache 17/14386 – Besonderheiten des Notkühlsystems im Atomkraftwerk Gundremmingen B und C (Nachfragen zur Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage auf Bundestagsdrucksache 17/14340)
- /19/ Deutscher Bundestag Drucksache 17/14606 17. Wahlperiode 22. 08. 2013, Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Sylvia Kotting-Uhl, Hans-Josef Fell, Oliver Krischer, weiterer Abgeordneter und der Fraktion BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN – Drucksache 17/14511 – Besonderheiten des Notkühlsystems im Atomkraftwerk Gundremmingen B und C (Nachfrage zur Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage auf Bundestagsdrucksache 17/14454)
- /20/ Deutscher Bundestag Drucksache 18/741 18. Wahlperiode 10.03.2014
Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Sylvia Kotting-Uhl, Ekin Deligöz, Dr. Thomas Gambke, weiterer Abgeordneter und der Fraktion BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN– Drucksache 18/644 – Atomkraftwerk Gundremmingen
- /21/ Antwort des BMU vom 05.02.2013 auf eine Zusatzfrage von Frau MdB Kotting-Uhl zur Mündlichen Frage Nr. 10 auf Drucksache 17/12162 des Deutschen Bundestages vom 25.01.2013
- /22/ RSK-Stellungnahme (460. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission am 29.08.2013) (Veröffentlicht im Bundesanzeiger, Amtlicher Teil, am 05.12.2013, B4), RSK-Verständnis der Sicherheitsphilosophie
- /23/ Abschlussbericht zum Stresstest europäischer Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan), KRB-II Gundremmingen, 24.10.2011
- /24/ EU Stresstest, National Report of Germany, Implementation of the EU Stress Tests in Germany, BMU

- /25/ SWR Sicherheitsanalyse Abschlußbericht Teil 1, GRS - 102/1, Juni 1993
- /26/ Zur Sicherheit des Betriebs der Kernkraftwerke in Deutschland, GRS Juli 1999
- /27/ Deutscher Bundestag Drucksache 18/7284 18. Wahlperiode 15.01.2016, Antwort der Bundesregierung auf die Kleine Anfrage der Abgeordneten Sylvia Kotting-Uhl, Annalena Baerbock, Matthias Gastel, weiterer Abgeordneter und der Fraktion BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN – Drucksache 18/7112 – Prüfung der Regelwerkskonformität des Atomkraftwerks Gundremmingen
- /28/ Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor vom 26. Juli 1976 (GMBI. 1976, Nr. 26, S. 418)
- /29/ RSK-Leitlinien für Siedewasserreaktoren, Entwurf 11.03.1975
- /30/ AREVA, The Path of Greatest Certainty
- /31/ Design of the Reactor Coolant System and Associated Systems in Nuclear Power Plants SAFETY GUIDE No. NS-G-1.9, Vienna 2004
- /32/ Wolfgang Renneberg, Dieter Majer: Risiken des Betriebs des Kernkraftwerks Gundremmingen unter besonderer Berücksichtigung der beantragten Leistungserhöhung, BOKU, ISR Wien, 12. November 2013
- /33/ Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan), RSK-Stellungnahme, 11. – 14.05.2011 (437. RSK-Sitzung)
- /34/ Office for Nuclear Regulation, An agency of HSE: Generic Design Assessment – New Civil Reactor Build Step 4 Fault Studies – Containment and Severe Accident Assessment of the EDF and AREVA UK EPR™ Reactor, Assessment Report: ONR-GDA-AR-11-020b Revision 1, January 2014

- /35/ Office for Nuclear Regulation, An agency of HSE: Generic Design Assessment – New Civil Reactor Build Step 4 Mechanical Engineering Assessment of the EDF and AREVA UK EPRTM Reactor, Assessment Report: ONR-GDA-AR-11-026, Revision 0, 11 November 2011
- /36/ Office for Nuclear Regulation, An agency of HSE: Generic Design Assessment – New Civil Reactor Build Step 4 Reactor Chemistry Assessment of the EDF and AREVA UK EPR™ Reactor, Assessment Report: ONR-GDA-AR-11-024 Revision 0, 11 November 2011
- /37/ Cord-Henrich Lefhalm: Gesamtvorhaben und Genehmigungsverfahren, „Fokustag“ am 12.11.2015 im Informationszentrum Gundremmingen
- /38/ "Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of nuclear pressurized water plant units" adopted during plenary meetings of the GPR and German experts on the 19 and 26 October 2000
- /39/ GUTACHTEN über die Sicherheit des 2600-MWe-Kernkraftwerkes Gundremmingen (KRB II) für das atomrechtliche Genehmigungsverfahren, Errichtungsgutachten, TÜV Bayern 1975
- /40/ Protokoll zur 105. Sitzung der RSK, 25.06.1975
- /41/ Protokoll zur 189. Sitzung der RSK, 19.10.1983
- /42/ Erläuterungen zu dem Meldeverfahren und den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse gemäß Anlage 1 der AtSMV (Stand: 09/2015)
- /43/ RSK-Stellungnahme (446. Sitzung am 05.04.2012), Ausfall der Primären Wärmesenke (veröffentlicht im Bundesanzeiger: BAnz AT 03.08.2012 B5)
- /44/ Bekanntmachung der Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung, vom 18. August 1997 (BAnz. 1997, Nr. 232a)

- /45/ Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung vom 14. Oktober 1992 (BGBl. I S. 1766), zuletzt geändert durch Artikel 1 der Verordnung vom 8. Juni 2010 (BGBl. I S. 755)
- /46/ European Utility Requirements for LWR nuclear power plants, rev. D, volume 2, chapter 8, section number 3.10, 10/2012
- /47/ Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums, GRS-189, 2002
- /48/ IAEA Safety Glossary, 2007 Edition
- /49/ Übereinkommen über nukleare Sicherheit Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Siebte Überprüfungstagung im März/April 2017, 22. Juni 2016 (Kabinettsbeschluss)
- /50/ Mohrbach,L.: Unterschiede im gestaffelten Sicherheitskonzept: Vergleich Fukushima Daiichi mit deutschen Anlagen, Sonderdruck aus Jahrgang 56 (2011), Heft 4/5 | April/Mai
- /51/ Grundlagenpapier Zusammenstellung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen und die Prüfung ihrer Regelung im KTA, KTA-GS-66, Salzgitter, Juni 1997
- /52/ GUTACHTEN über die Sicherheit des Kernkraftwerkes Gundremmingen II (KRB II) für das atomrechtliche Genehmigungsverfahren, Teilerrichtungsgutachten für die 3. Teilgenehmigung, TÜV Bayern, Dezember 1979
- /53/ Stellungnahme zur Bewertung des Zusätzlichen Nachwärme- und Einspeisesystems ZUNA des Kernkraftwerkes Gundremmingen als Teil des Sicherheitssystems (Sicherheitseinrichtung), RS - 14311/46.1, Bonn 16.06.2014
- /54/ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, Ursprungfassung (3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981) mit Änderungen vom 15.11.1996
- /55/ <http://www.kkw-gundremmingen.de/bild.php?id=25&download=.jpg>>

- /56/ The Westinghouse Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant, Westinghouse Electric Cooperation, 1984
- /57/ Shippingport operations with the light water breeder reactor core, LBWR development program, March 1986, WAPD-TM-1542
- /58/ Pressurized Water Reactor (PWR) Systems: Reactor Concepts Manual, USNRC Technical Training Center
- /59/ APR 1400-Advanced Power Reactor 1400, Korean Hydro & Nuclear Power Co., 2011
- /60/ Abschlußbericht des Kernkraftwerks Beznau zum EU-Stresstest, 28.10.2011
- /61/ Statusreport 93 - VVER-1000 (v-466B), Gidropress 2011
- /62/ Mertins, M.: Risiken des grenznahen AKW Fessenheim, Gutachten, 2015
- /63/ Sidorenko, W.A.: Fragen der Sicherheit von WWER-Reaktoren (russisch), Atomisdat, Moskau 1977

Anhang 1: Angaben zum AKW KRB mit Schwerpunkt der Not- und Nachkühlung im AKW KRB

Die thermische Leistung der Reaktoren Gundremmingen B und C beträgt jeweils 3.840 MW. Die in Tabelle 1 genannten weiteren technischen Daten gelten jeweils für beide Blöcke.

Technische Daten

Gesamtanlage		
Thermische Leistung des Reaktors	MW	3.840
Elektrische Bruttoleistung	MW	1.344
Elektrische Nettoleistung	MW	1.284
Bruttowirkungsgrad	%	35
Eigenbedarf Block B	MW	60
Eigenbedarf Block C	MW	56

Nukleares Dampferzeugungssystem		
Druck am Druckbehälteraustritt	bar	70
Sattdampf Temperatur am Druckbehälteraustritt	°C	286
Durchflussmenge durch den Kern	kg/s	14.300
Dampfmenge am Druckbehälteraustritt	kg/s	2.077
Dampfeuchte am Druckbehälteraustritt	Gew.%	0
Speisewasserendtemperatur	°C	215

Reaktorkern		
Anzahl der Brennelemente		784
Anzahl der Steuerstäbe		193
Brennstoffe		Uranoxid, Mischoxid
Gesamtes Brennstoffgewicht	t	ca. 136

Brennelemente		
Gesamtlänge	mm	4.470
Querschnittsfläche ohne Kasten	mm	131x131
Anzahl der Brennstäbe je Brennelement		80 bis 96
Gesamtgewicht ohne Kasten	kg	ca. 255
Brennstoffgewicht Uran-Brennelemente (U)	kg	ca. 172
Brennstoffgewicht MOX-Brennelemente (U+PU)	kg	ca. 173
Spaltbarer Anteil der Uran-Brennelemente	Gew.%	3,13-4,6
Spaltbarer Anteil der MOX-Brennelemente	Gew.%	3,27-5,47

Reaktordruckbehälter		
Innendurchmesser	mm	6.620
Lichte Höhe	mm	22.350
Auslegungsdruck	bar	86,3
Auslegungstemperatur	°C	300
Zylinderwanddicke und Plattierung	mm	163 + 8
Deckelwanddicke und Plattierung	mm	90 + 8
Bodenwanddicke und Plattierung	mm	228 + 8
Werkstoff		22 NiMoCr 37
Gesamtgewicht	t	785

Hauptkühlmittelpumpen		
Pumpentyp Block B		Axialpumpen
Block C		Halbaxialpumpen
Anzahl der Pumpen		8
Umwälzmenge je Pumpe	m ³ /h	8.731
Statische Förderhöhe	mFIS	31,1
Nenn Drehzahl	min	1.838
Kupplungsleistung, Normalbetrieb	kW	1.030

Steuerelemente		
Anzahl der Steuerelemente		193
Absorberlänge	mm	3.660
Absorbermaterial		Bor und
Steuerhub	mm	3.660
Normale Einfahrgeschwindigkeit	cm/s	3
Normale Einfahrzeit	s	122
Schnellabschaltgeschwindigkeit	cm/s	ca. 120
Einfahrzeit bei Schnellabschaltung	s	3

Sicherheitsbehälter		
Auslegungsdruck	bar	3
Innendurchmesser	m	29
Lichte Höhe	m	33
Werkstoff		Vorgespannter Beton

Dampfkraftanlage		
Dampfmenge am Turbineneintritt	kg/s	1.944
Dampfdruck am Turbineneintritt	bar	66
Dampftemperatur am Turbineneintritt	°C	286
Dampfleuchte am Turbineneintritt	Gew.	0

Turbine		
Typ		Überdruck-
Anzahl		1
Drehzahl	s ⁻¹	25
Nennleistung	MW	1.344
Zahl der Gehäuse HD/ND		1/2
Endstufenschaufellänge	mm	1.350
Zahl der Dampfenahmen HD/ND		2/3
Mittlere Kühlwassereintrittstemperatur	°C	24,4
Kühlwassermenge für Kondensation	kg/s	43.900
Kondensatoranzahl		2
Kondensatordruck (absolut)	bar	0,08

Generator		
Typ		vierpoliger
Anzahl		1
Drehzahl	s ⁻¹	25
Scheinleistung	MVA	1.640
Cos phi		0,85
Spannung	kV	27
Frequenz	Hz	50
Kühlung Ständerwicklung		H ₂ O
Kühlung Ständerblechpaket		H ₂
Kühlung Läufer		H ₂ O

Dampf- und Speisewasserkreislauf		
Anzahl der Vorwärmerstränge HD/ND		2/2
Anzahl der Vorwärmerstufen		5
Anzahl der Speisewasserpumpen	%	3x50
Anzahl der Kondensatpumpen	%	3x50
Anzahl der Filter der Kondensataufbereitung		4
Anzahl der Hauptkühlwasserpumpen	%	3x33 1/3

Tabelle 1: Überblick über die technischen Anlagendaten des AKW KRB /23/

Die mit zwei baugleichen Siedewasserreaktoren (SWR) der Baulinie 72 ausgestattete Doppelblock-Atomkraftwerksanlage KRB besteht aus einer Reihe von Einzelbauten, die jeweils um die Reaktorgebäude angeordnet sind. Bei den Gebäuden handelt es sich um

- das Hilfsanlagegebäude,
- das nukleare Betriebsgebäude,
- die Maschinenhäuser,

- die Schaltanlagegebäude,
- die Kühlwasserpumpenhäuser und
- die Notstromdieselgebäude.

Das Sicherheitssystem und die Blockwarten sind für jeden Block getrennt und unabhängig voneinander vorhanden.

Das **Reaktorgebäude** stellt die äußere Sicherheitsumschließung des Reaktors dar. Es besteht im Wesentlichen aus zwei konzentrischen Baukörpern,

- der freistehende, vom Reaktorgebäude entkoppelte innenliegende Sicherheitsbehälter und
- die außenliegende Sekundärabschirmung (Reaktorgebäude).

Beide Baukörper gründen auf einer gemeinsamen Fundamentplatte von 52 m Durchmesser und 3 m Dicke.

Der **Sicherheitsbehälter** besteht aus einem Spannbetonzylinder mit einem Außendurchmesser von 30 m, auf dessen innerer Oberfläche eine gasdichte Stahlhaut angebracht ist. Innerhalb des Sicherheitsbehälters befinden sich der Reaktordruckbehälter und das **Druckabbausystem**, das aus Druckkammer und Kondensationskammer besteht (sh. hierzu auch Bild 2).

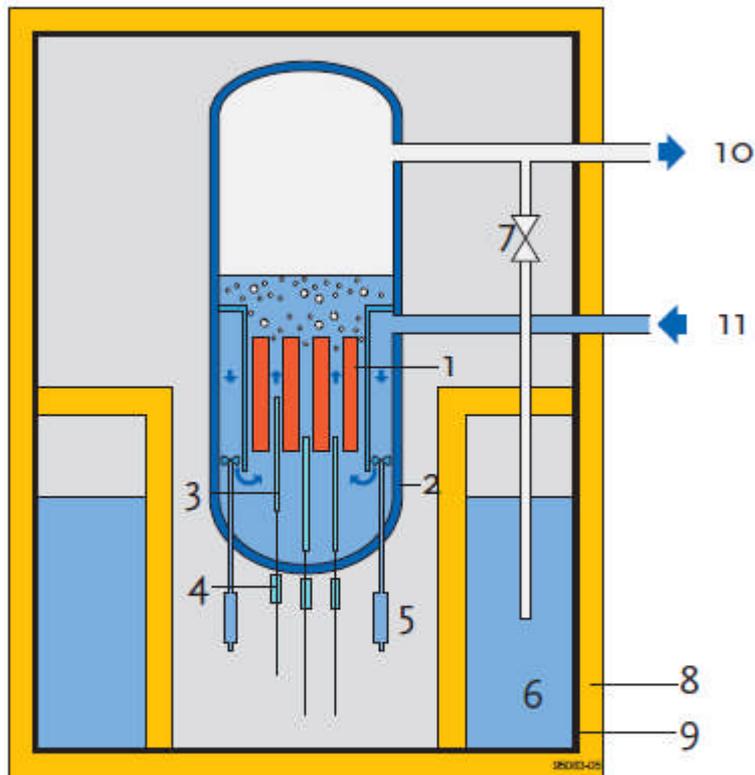
Die **Kondensationskammer** hat ein Wasserinventar von ca. 3.000 m³ Wasser, um den bei einem der Auslegung zugrundeliegenden Kühlmittelverluststörfall (doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung) ausströmenden Dampf zu kondensieren und somit den Druck innerhalb des Sicherheitsbehälters zu begrenzen. Bei allen Störfällen, die eine erhöhte Aktivitätsfreisetzung im Sicherheitsbehälter zur Folge haben, ist ein Abschluss des Sicherheitsbehälters dadurch gewährleistet, dass die den Sicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen über mindestens zwei Absperrarmaturen verfügen, von denen in der Regel eine innerhalb und eine außerhalb des Sicherheitsbehälters angeordnet ist, soweit dem keine sicherheitstechnischen Gründe entgegenstehen (z. B. Schnellabschaltleitungen).

Die aus Stahlbeton gefertigte **Sekundärabschirmung** mit einem Außendurchmesser von 50 m und einer Wandstärke von 1,8 m umschließt den Sicherheitsbehälter. Die Sekundärabschirmung dient in erster Linie als zusätzliche Abschirmung der Umgebung gegen ionisierende Strahlung und soll ferner Schutz gegen Einwirkungen von außen, bei Naturereignissen wie Erdbeben und Hochwasser sowie Flugzeugabsturz, Brände, Explosionsdruckwellen und Sabotagehandlungen bieten. Außerdem hält die Sekundärabschirmung eventuell vorhandene Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter zurück, so dass diese über eine Unterdruckhalteanlage kontrolliert durch Schwebstoff- und Aktivkohlefilter zum Abluftkamin gefördert werden kann.

Die Dampferzeugung erfolgt in einem leichtwassergekühlten und –moderierten Siedewasserreaktor. Der Dampf wird im Weiteren über die Turbine zur Energieerzeugung geführt (sh. hierzu auch Bild 3).

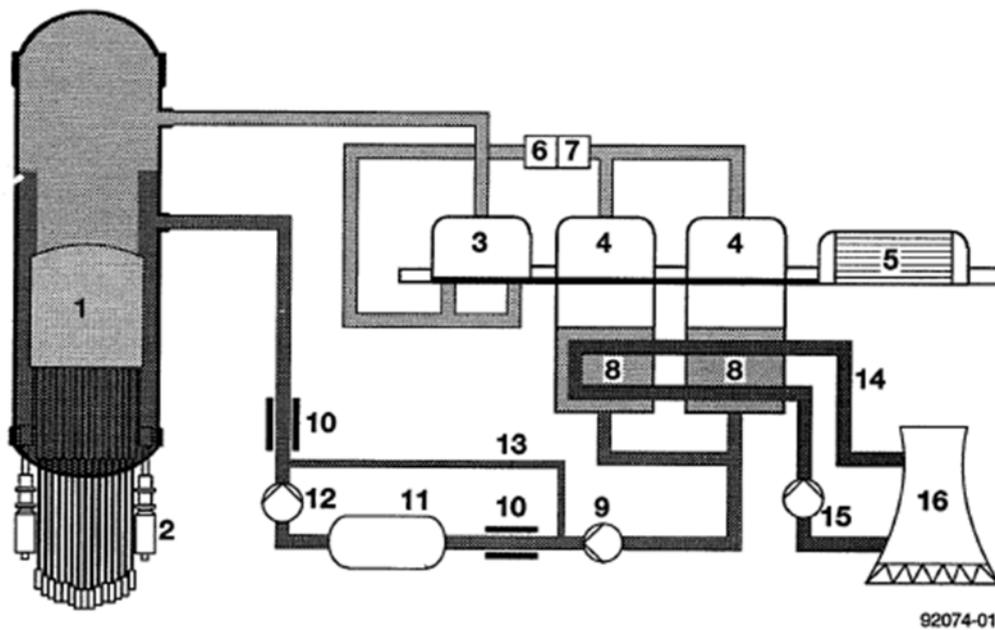
Der **Reaktordruckbehälter** aus Stahl hat eine Höhe von ca. 23 m, einen Innendurchmesser von ca. 6,2 m und eine Wandstärke von ca. 170 mm im zylindrischen Teil, während der Deckel ca. 95 mm und die Bodenkallotte ca. 235 mm Wandstärke aufweisen.

Funktionsschema eines Siedewasserreaktors (Baulinie 72)



- | | |
|------------------------|-----------------------------------|
| 1 Brennelemente | 7 Sicherheits- und Abblaseventile |
| 2 Reaktordruckbehälter | 8 Betonstruktur |
| 3 Steuerstäbe | 9 Stahldichthaut |
| 4 Steuerstabantriebe | 10 Dampf |
| 5 Umwälzpumpen | 11 Wasser |
| 6 Kondensationskammer | |

Bild 2: Funktionsschema eines SWR /26/

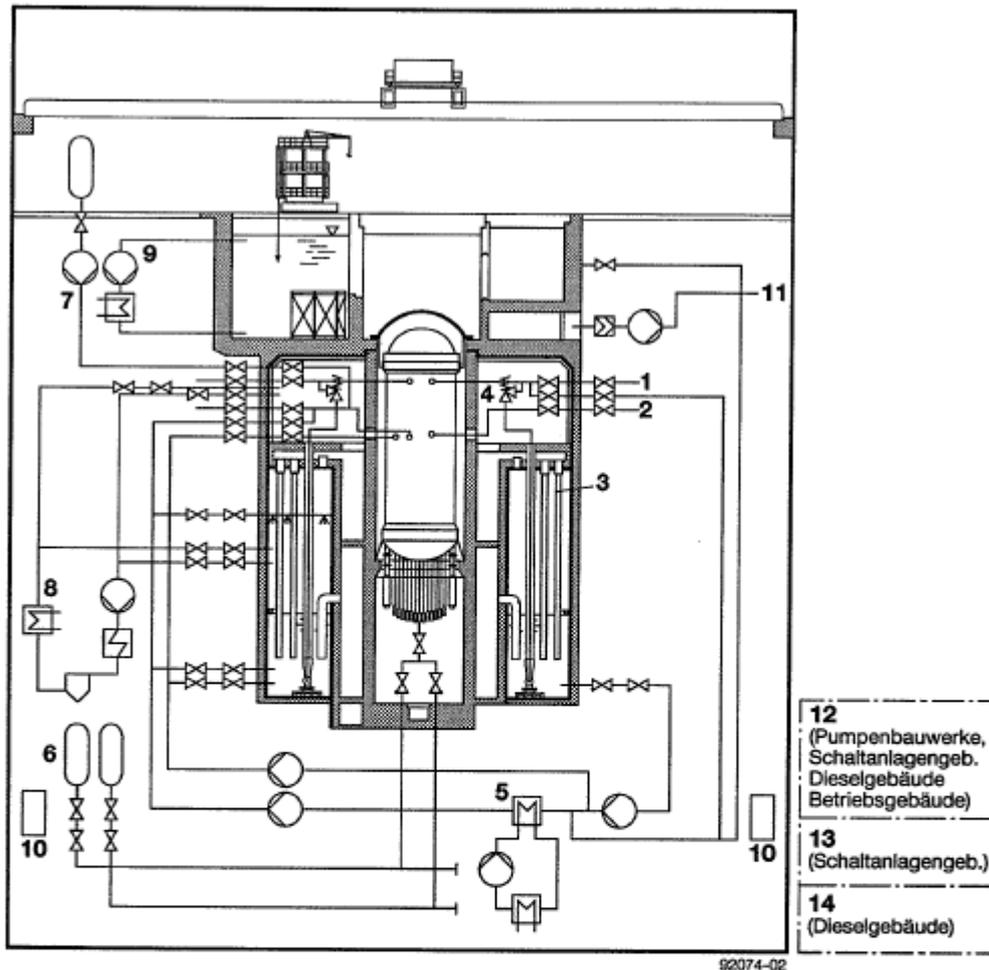


- | | |
|-------------------------------|-----------------------------|
| 1 Reaktorkern | 8 Kondensator |
| 2 Hauptkühlmittelpumpen | 9 Kondensatpumpe |
| 3 Hochdruckteil der Turbine | 10 Vorwärmanlage |
| 4 Niederdruckteil der Turbine | 11 Speisewasserbehälter |
| 5 Generator | 12 Speisewasserpumpe |
| 6 Wasserabscheider | 13 RM/RL-Verbindungsleitung |
| 7 Überhitzer | 14 Kühlwasser |
| | 15 Kühlwasserpumpe |
| | 16 Kühlturm |

Bild 3: Prinzipschaltbild Kühlkreislauf eines SWR /25/

Die **Blockwarte** ist so ausgelegt, dass auch bei einem Auslegungsstörfall der Wartebetrieb aufrechterhalten werden kann. Für Ereignisse mit Ausfall der Blockwarte sind zusätzlich zwei, gegen Ereignisse von außen geschützte **Notsteuerstellen** im Reaktorgebäude vorhanden.

Das AKW KRB verfügt über Sicherheitseinrichtungen wie die Abschaltssysteme, die Not- und Nachkühleinrichtungen, Einrichtungen zur Druckbegrenzung und -entlastung, die Lagerbeckenkühlsysteme, die Lüftungstechnischen Anlagen und Einrichtungen zur Aktivitätsrückhaltung, die Eigenbedarfs- und Notstromversorgung, die Instrumentierung und Regelung sowie den Reaktorschutz (sh. hierzu auch Bild 4).



- 1 Durchdringungsarmatur Frischdampf
- 2 Durchdringungsarmatur Speisewasser
- 3 Druckabbausystem
- 4 Druckentlastungssystem mit Sicherheits- und Entlastungsventilen
- 5 Nachkühl- mit Zwischenkühlssystem
- 6 Schnellabschaltssystem
- 7 Vergiftungssystem (Borierung)
- 8 Wasserstoffabbausystem
- 9 Brennelementelagerbecken-Kühlssystem
- 10 Reaktorschutz (Teilsteuerstellen)
- 11 Unterdruckhaltesystem
- 13 Reaktorschutz (Schaltanlagegebäude)
- 14 Notstromdieselanlage

Bild 4: Überblick über die Sicherheitseinrichtungen des AKW KRB /25/

Das **Not- und Nachkühlssystem** hat die Aufgabe, sowohl betrieblich als auch bei Störfällen mit und ohne Kühlmittelverlust eine Kühlung der Brennelemente sicherzustellen. Bild 5 zeigt in einer schematischen Darstellung den Aufbau des Not- und Nachkühlsystems eines Blockes des AKW KRB.

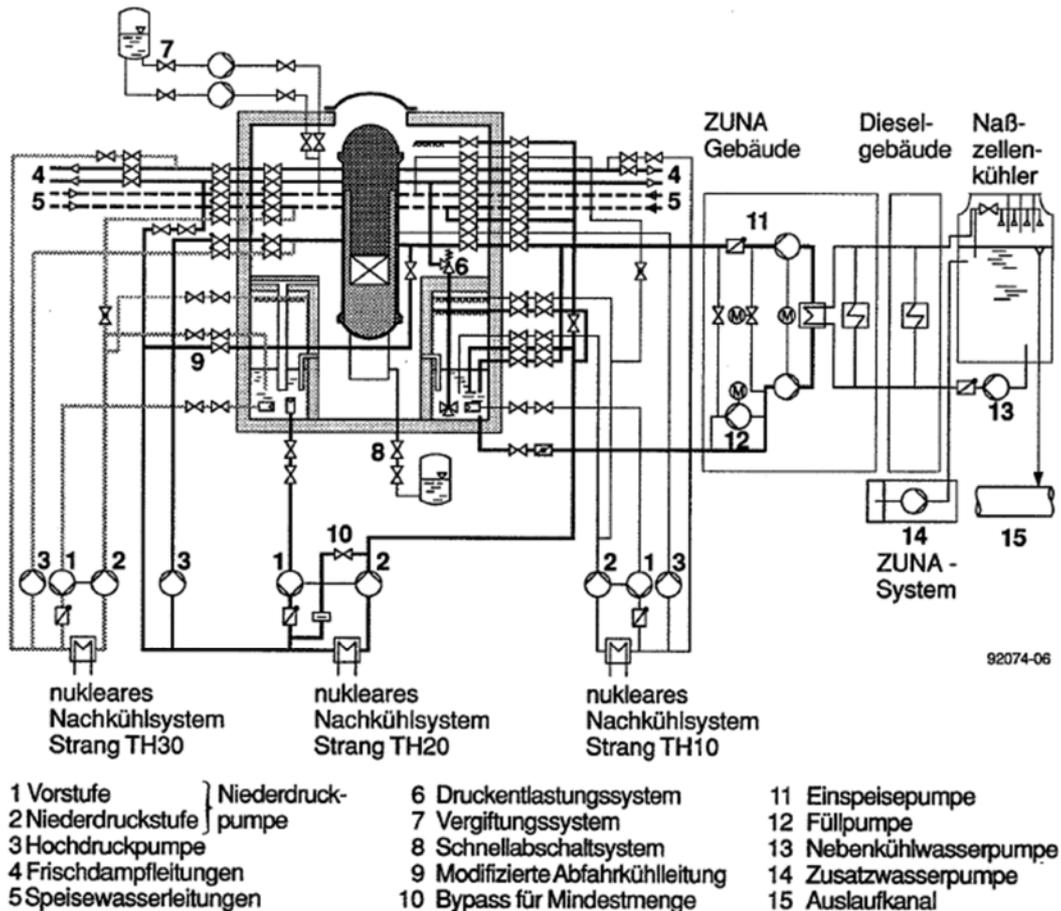


Bild 5: Schematische Darstellung des Not- und Nachkühlsystems, einschließlich des ZUNA-Systems /25/

Die Not- und Nachkühleinrichtungen bestehen aus den redundanten Not- und Nachkühl-systemen sowie dem Druckabbau- und dem Druckentlastungssystem.

Die Not- und Nachkühlssysteme führen die Nachzerfallswärme und die Systemwärme aus dem nuklearen Dampferzeugungssystem sowohl beim normalen Abfahren als auch bei Störfällen ab und dienen zur Einspeisung von Kühlmittel aus der Kondensationskam-mer in den RDB²⁸ im Hoch- und Niederdruckbereich. Außerdem dienen die Not- und Nachkühlssysteme bei Bedarf der Kühlung der Wasservorlage in der Kondensationskam-mer und des Brennelementlagerbeckens sowie zum Sprühen der Druckkammer nach Kühlmittelverluststörfällen.

²⁸ RDB - Reaktordruckbehälter

Die nuklearen Not- und Nachkühlsysteme realisieren somit die Systemfunktionen Hochdruckeinspeisung, Niederdruckeinspeisung und Kondensationskammerkühlen. Sie haben auch die Aufgabe, nach Abschaltung des Reaktors langfristig die Nachwärme über den nuklearen Zwischenkühlkreis und das nukleare Nebenkühlwassersystem an die Wärmesenke abzuführen.

Die Anlage KRB verfügt je Block über drei redundante Not- und Nachkühlsysteme mit einem Redundanzgrad von 3 x 100 %, jedoch mit unterschiedlicher Auslegung in Bezug auf Einwirkungen aus Erdbeben. Bild 6 zeigt in schematischer Darstellung den Aufbau eines Not- und Nachkühlsystems.

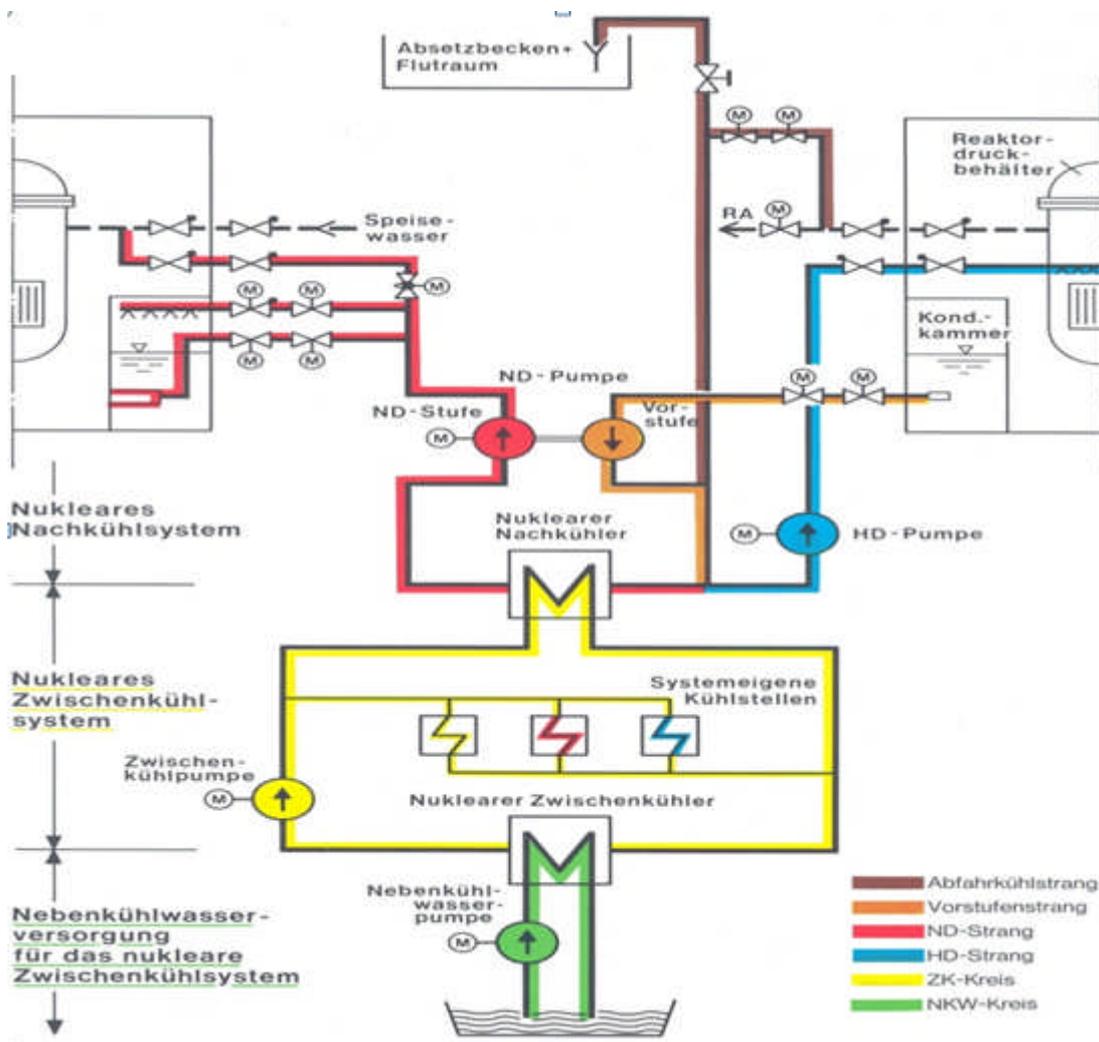


Bild 6: Schematische Darstellung eines Not- und Nachkühlsystems /nach 25/

Die Not- und Nachkühlsysteme sind an die Notstromversorgung angeschlossen. Die drei Not- und Nachkühlsysteme sind im Ringraum des Reaktorgebäudes räumlich getrennt in wasserdicht abgeschotteten, um etwa 120° versetzt angeordneten Kompartments untergebracht.

Neben der Aufgabe, den austretenden Dampf bei Kühlmittelverluststörfällen zu kondensieren und damit Druck abzubauen, ist das **Druckabbausystem** als passiver Teil der Notkühleinrichtungen zu betrachten. Dabei dient die Wasservorlage in der Kondensationskammer als Wasservorrat zur Bespeisung des Reaktordruckbehälters für die Not- und Nachkühlsysteme und als Ersatzwärmesenke bei allen Ereignissen ohne Kühlmittelverlust bei denen die Hauptwärmesenke nicht zur Verfügung steht.

Das Druckabbausystem besteht im Wesentlichen aus der Kondensationskammer, den Kondensationsrohren von der Druckkammer in die Kondensationskammer und den Rückschlagklappen zwischen Kondensationskammer und Druckkammer. Zusätzlich gibt es tiefliegende Überströmrohre, durch die bei Kühlmittelverluststörfällen das ausgetretene Wasser passiv vom Druckkammersumpf in die Kondensationskammer zurückläuft.

Das **Druckbegrenzungs- und -entlastungssystem** besteht aus den 11 über die Entlastungsleitungen an die Frischdampfleitungen angeschlossenene Sicherheits- und Entlastungsventilen und den Abblaserohren von den Entlastungsventilen zur Kondensationskammer.

Für jedes der drei Not- und Nachkühlsysteme ist eine eigene Kühlwasserversorgung mit Zwischenkühlkreislauf als zusätzliche Aktivitätsbarriere vorgesehen. Durch diese redundanzzugeordneten Kühlkreisläufe werden auch die der jeweiligen Redundanz zugeordneten Notstromdiesel gekühlt. Der Kühlwasserbedarf für die nuklearen Nachkühlketten und die redundanzzugeordneten Notstromdiesel und Raumluftkühler wird über räumlich getrennte, redundanzzugeordnete Kühlwasserpumpenbauwerke aus der Donau gedeckt.

Das Lagerbeckenkühlsystem hat die Aufgabe, die Nachzerfallswärme der Brennelemente im Lagerbecken über einen betrieblichen Zwischenkühlkreislauf abzuführen. Das Lagerbeckenkühlsystem hat einen Redundanzgrad von 2 x 100 %. Im Bedarfsfall können auch die vorhandenen Not- und Nachkühlsysteme für die Lagerbeckenkühlung eingesetzt werden.

Im Abschlussbericht zum Stresstest /23/ wird für das AKW KRB neben einer Reihe von Maßnahmen und Einrichtungen zum Aufbau der 4. Sicherheitsebene unter der Überschrift "**Weitere Maßnahmen und Einrichtungen zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse**" das „Zusätzliche unabhängige Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA)“ mit folgender Argumentation aufgeführt:

„Die Anlage KRB II wurde ursprünglich mit drei gleichartig aufgebauten Not- und Nachkühlsträngen konzipiert. Um die Bespeisung des Reaktordruckbehälters und die Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer bei gemeinsam verursachten Ausfällen entscheidend zu verbessern, wurde eine vierte Redundanz unter diversitären/dissimilaren Gesichtspunkten installiert (ZUNA). Das ZUNA-System beinhaltet einen eigenen RDB-Bespeisungsstrang, einen Strang zur Kühlung der Kondensationskammer und ist vollständig gegen Erdbeben ausgelegt. Die Wärme wird über einen eigenen Zellenkühlturm an die Umgebung abgegeben. Das Kühlwasserinventar ist so bemessen, dass erst nach Ablauf einer Autarkiezeit von 10 Std. mit der Ergänzung der Verdunstungsverluste begonnen werden muss. Die dafür erforderlichen Komponenten und Anschlüsse sind vorhanden. Die erforderliche Menge ist allerdings so gering, dass sie auch mit mobilen Einrichtungen bereit gestellt werden kann. Die elektrische Versorgung der Komponenten ist komplett autark aufgebaut und erfolgt im Notstromfall über einen eigenen, diversitären Notstromdiesel. Die Ansteuerung erfolgt über ein weitgehend diversitäres Reaktorschutzsystem. Das ZUNA-System besitzt darüber hinaus einen eigenen Leitstand.“

Bild 7 enthält in schematischer Darstellung eine Übersicht über den Aufbau des ZUNA.

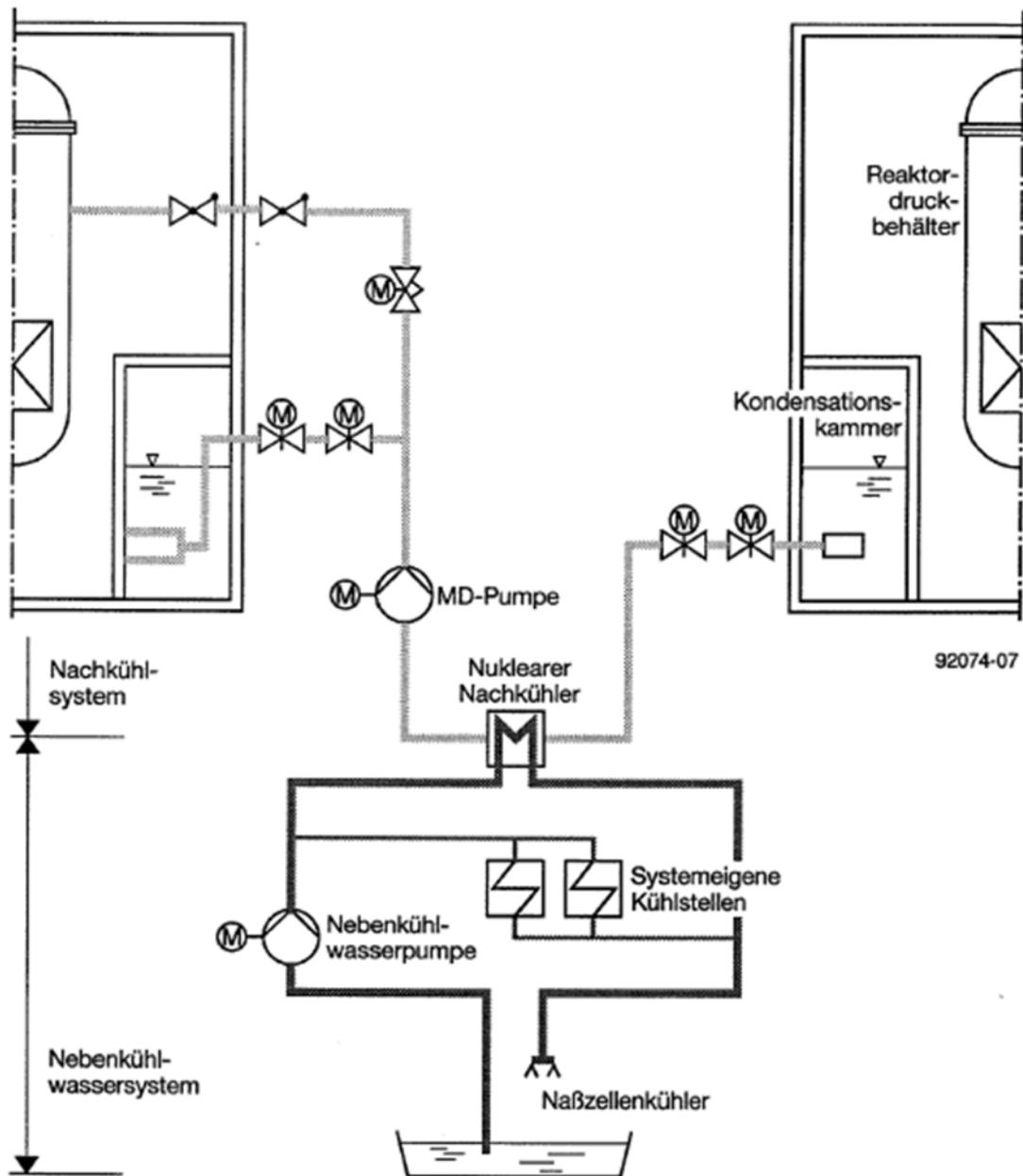


Bild 7: Schematische Darstellung des ZUNA-Systems /25/

Anhang 2: Weitere Erläuterungen zum anzuwendenden Bewertungsmaßstab

Grundlage des anzuwendenden Bewertungsmaßstabes bildet das Defence-in-Depth Sicherheitskonzept. Das Defence-in-Depth Sicherheitskonzept ist in den aktuellen, ausführungsunabhängig angelegten "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ und den dazugehörigen Interpretationen /11/ umfassend verankert. Die "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/ einschließlich Interpretationen /11/ bilden die Grundlage des hier anzuwendenden Bewertungsmaßstabes. Das Defence-in-Depth Sicherheitskonzept dient ebenso den Safety Standards der IAEA als Grundlage, wobei hier insbesondere die die Auslegung betreffenden "Specific Safety Requirements, SSR-2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design" von 2012 /9/ heranzuziehen sind.

Im europäischen Rahmen werden die jüngst von WENRA²⁹ entwickelten Sicherheitsanforderungen (WENRA Reference Level - WENRA Ref.-Level /8/) in /12/ zur Anwendung empfohlen. Die WENRA Ref.-Level sind als im Konsens zwischen den Mitgliedern in WENRA³⁰ getroffene Empfehlung für einen einheitlichen Sicherheitsstandard für in Betrieb befindliche AKW in Europa zu verstehen.

Die hinsichtlich der Überprüfung der sicherheitstechnischen Auslegung von AKW relevanten Sicherheitsanforderungen („Safety Reference Levels“) sind überwiegend in folgenden 4 Safety Issues zu finden:

- Issue E: Design Basis Envelope for Existing Reactors
- Issue F: Design Extension of Existing Reactors
- Issue G: Safety Classification of Structures, Systems and Components
- Issue T: Natural Hazards

Im Sinne des Auftrages sind vorrangig die Sicherheitsanforderungen angesprochen, die die sicherheitstechnische Auslegung von Not- und Nachkühlsystemen des AKW KRB

²⁹ WENRA: Western European Nuclear Regulators Association

³⁰ Liste der Mitglieder und Beobachter in WENRA: <http://www.wenra.org/members-and-observers/>

betreffen. Insofern sind damit im Wesentlichen die WENRA Ref.-Levels als Bewertungsmaßstab heranzuziehen, die den o.g. 4 Issues zuzuordnen sind:

IssueE:

- E5.1 Internal events such as loss of coolant accidents, equipment failures, maloperation and internal hazards, and their consequential events, shall be taken into account in the design of the plant.³¹ The list of events shall be plant specific and take account of relevant experience and analysis from other plants.
- E5.2 External hazards shall be taken into account in the design of the plant. In addition to natural hazards, human made external hazards – including airplane crash and other nearby transportation, industrial activities and site area conditions which reasonably can cause fires, explosions or other threats to the safety of the nuclear power plant – shall as a minimum be taken into account in the design of the plant according to site specific conditions.
- E6.1 Credible combinations of individual events, including internal and external hazards, that could lead to anticipated operational occurrences or design basis accidents, shall be considered in the design. Deterministic and probabilistic assessment as well as engineering judgement can be used for the selection of the event combinations.
- E8.3 Only systems that are suitably safety classified can be credited to carry out a safety function. Non safety classified systems shall be assumed to operate only if they aggravate the effect of the initiating event.
- E8.5 The safety systems shall be assumed to operate at their performance level that is most penalising for the initiator.
- E9.2 A failure in a system intended for normal operation shall not affect a safety function.
- E9.3 Activations and control of the safety functions shall be automated or accomplished by passive means such that operator action is not necessary within 30

³¹ Bezüglich weiterer Anforderungen zur Berücksichtigung interner übergreifender Einwirkungen wird auf die IAEA Safety Standards NS-G-1.7 and NS-G-1.11 verwiesen

minutes of the initiating event. Any operator actions required by the design within 30 minutes of the initiating event shall be justified.

- E9.5 For sites with multiple units, appropriate independence between them shall be ensured.
- E10.6 For times when the main control room is not available, there shall be sufficient monitoring and control equipment available, preferably at a single location that is physically, electrically and functionally separate from the main control room, so that, if the main control room is unavailable, the reactor can be placed and maintained in a shut down state, residual heat can be removed from the reactor and spent fuel storage, and the essential plant parameters, including the conditions in the spent fuel storages, can be monitored.
- E10.7 Redundancy and independence designed into the protection system shall be sufficient at least to ensure that:
 - no single failure results in loss of protection function; and
 - the removal from service of any component or channel does not result in loss of the necessary minimum redundancy.
- E10.11 It shall be ensured that the emergency power supply is able to supply the necessary power to systems and components important to safety, in any operational state or in a design basis accident, on the assumption of a single failure and the coincidental loss of off-site power.

Issue F:

- F4.5 The NPP³² site shall be autonomous regarding supplies supporting safety functions for a period of time until it can be demonstrated with confidence that adequate supplies can be established from off site.
- F4.7 There shall be sufficient independent and diverse means including necessary power supplies available to remove the residual heat from the core and the spent fuel. At least one of these means shall be effective after events involving external hazards more severe than design basis events.

³² NPP - Nuclear Power Plan

- F4.17 Adequate power supplies during DEC³³ shall be ensured considering the necessary actions and the timeframes defined in the DEC analysis, taking into account external hazards.

Issue G:

- G1.1 All SSCs³⁴ important to safety shall be identified and classified on the basis of their importance for safety.
- G3.2 The failure of a SSC in one safety class shall not cause the failure of other SSCs in a higher safety class. Auxiliary systems supporting equipment important to safety shall be classified accordingly.

Issue T:

- T4.1 Design basis events shall be defined based on the site specific hazard assessment.
- T5.4 For design basis events, SSCs identified as part of the protection concept with respect to natural hazards shall be considered as important to safety.

Wie bereits oben ausgeführt sind die in dieser gutachterlichen Stellungnahme heranzuziehenden "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10, 11/ in ihrer inhaltlichen und strukturellen Systematik der vorgegebenen Sicherheitsanforderungen von grundlegender und somit ausführungsunabhängiger Natur. Dies trifft auch auf die als Bewertungsmaßstab heranzuziehenden IAEA Specific Safety Requirements /9/ und die WENRA-Ref. Level /8/ zu.

Die Überprüfung des bestehenden und somit technisch ausgeführten AKW KRB hinsichtlich der Erfüllung der zitierten grundlegenden und somit ausführungsunabhängigen "Sicherheitsanforderungen an KKW" ist ein wesentlicher Bestandteil der gutachterlichen Stellungnahme und ist grundsätzlich vergleichbar mit der in den „Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung“ /44/ beschriebenen Praxis der schutzzielorientierten Überprüfung des Anlagensicherheitsstatus.

³³ DEC - Design Extension Condition

³⁴ SSCs - Structures, Systems, Components

Jedoch ist es ergänzend dazu erforderlich, die Umsetzung der betreffenden Sicherheitsanforderungen in ihrer technischen Ausführung einer Bewertung zu unterziehen. In Bezug auf den Gutachtensgegenstand sind somit Regelungen heranzuziehen, die die konkrete technische Ausführung der Not- und Nachkühlsysteme in einem AKW betreffen.

Empfehlungen bezüglich der technischen Ausführung von Not- und Nachkühlsystemen enthalten die KTA³⁵ Regel 3301 /16/ sowie seitens der IAEA der Safety Guide NS-G-1.9 /31/. Im europäischen Rahmen sind aktuelle Anforderungen an erforderliche Not- und Nachkühlsysteme in den Guidelines für den sich in verschiedenen Ländern im Bau befindlichen EPR³⁶ /38/ angegeben. Auf die sicherheitstechnische Bedeutung speziell des Zwischenkühlkreises in der Not- und Nachkühlkette sowie deren Bewertung im Rahmen von EPR Projekten gehen Prüfberichte des britischen Office for Nuclear Regulation (an Agency of HSE³⁷) /34, 35, 36/ ein. Eine Beschreibung der Notwendigkeit von Zwischenkühlkreisen und der von Zwischenkühlkreisen wahrzunehmenden sicherheitstechnisch wichtigen Aufgaben sowie Anforderungen an deren technischer Ausführung in neu zu errichtenden AKW findet man in den European Utility Requirements /46/.

Bezüglich des Sachverhaltes der Kausalität von äußeren Einwirkungen auf AKW mit anlageninternen Störfällen sind die Regelungen zu einem Schutzkonzept gegen übergreifende Einwirkungen in den "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/, dort insbesondere die Kapitel 2.4(1) und 4.2(1), die IAEA Specific Safety Requirements /9/, dort insbesondere die Requirements 16 und 17, sowie WENRA-Ref. Level E5.2, E6.1 und T4.1 heranzuziehen.

Regelungen dazu, dass zur Beherrschung von Störfällen (Ereignisse der Sicherheits-ebene 3) entsprechend qualifizierte und in ausreichender Zahl vorhandene Sicherheitssysteme in der Anlage errichtet sein müssen finden sich in den "Sicherheitsanforderungen an KKW" /10/, aber auch in den IAEA Specific Safety Requirements /9/, z.B. Requirements 16, 19, 21, 25 in Verbindung mit IAEA Glossary /48/ und den WENRA-Ref.-Level (hier u.a. E8.3, E10.7, G1.1 und T5.4).

³⁵ KTA - Kerntechnischer Ausschuss

³⁶ EPR: European Pressurized Reactor

³⁷ HSE: Health and Safety Executive

Bezüglich der Frage inwieweit das ZUNA System als Sicherheitssystem im AKW KRB eingeordnet werden kann wird u.a. auch Bezug genommen auf die AtSMV /42, 45/.