

Risiken der Dampferzeuger-Heizrohrschäden

des Gemeinschaftskernkraftwerks Neckar II, fachliche Stellungnahme mit den Schwerpunkten Betrieb und Störfälle

Dipl.-Ing. Helmut Mayer

Energiebüro Gorxheimertal,
Dozent für Kraftwerkstechnik
Kontakt: enb.gorxheimertal@t-online.de

Auftraggeber:
Ausgestrahlt,
BUND Landesverband Baden-Württemberg,
Bund der Bürgerinitiativen Mittlerer Neckar e. V.

Persönliches Vorwort

Der Autor dieser Stellungnahme hat viele Jahre in einem Kernkraftwerk Störfälle analysiert, in Zusammenarbeit mit einem Kollegen und der Kraftwerksunion die ersten Störfall-Betriebshandbücher generalüberarbeitet, Reaktoroperateure geschult und am Simulator trainiert, Betriebsstörungen in der Realanlage erlebt, Betrieb, Stillstände und Revisionen geplant und schließlich den Block B des Kernkraftwerks Biblis geleitet. Zudem hat er bei der Vorgängerversion der heutigen IAEA Safety Standards mitgewirkt /Lit. 17/.

Vor diesem Erfahrungshintergrund ist es dem Unterzeichner ein großes Anliegen, insbesondere das nukleare Risiko durch Deionatrückströmung in das Bewusstsein der für die nukleare Sicherheit verantwortlichen Institutionen zu bringen, denn auf Basis der bisherigen Analysen und bei der derzeitigen Technik kann nicht sicher ausgeschlossen werden, dass sich ein Dampferzeuger-Heizrohrleck zu einem nicht-beherrschbaren Störfall entwickelt.

Helmut Mayer

Zusammenfassung

In mehreren Kernkraftwerken sind erhebliche Schäden an Dampferzeuger-Heizrohren festgestellt worden. Das Gemeinschaftskraftwerk Neckar Block 2 (GKN II) bei Neckarwestheim ist besonders stark davon betroffen. Somit liegt eine erhöhte Wahrscheinlichkeit vor, dass das Fortschreiten dieser Schäden zu einem Heizrohrleck oder sogar zu einem vollständigen Heizrohrbruch führt.

Im Folgenden wird betrachtet, welche Auswirkungen diese Schäden aus betrieblicher Sicht auf die Anlagensicherheit und auf einen möglichen Störfall Dampferzeuger-Heizrohrleck (DEHL) haben können. Dabei werden insbesondere die Analysen und Erkenntnisse vieler für die deutsche Atomsicherheit zuständiger Institutionen berücksichtigt, in Bezug zueinander gebracht und hieraus Schlussfolgerungen gezogen.

Als Grundlage für die Betrachtungen wird zunächst auf die definierten Sicherheitsgrundsätze für Kernkraftwerke sowie auf betriebliche Funktionen und Störfallverläufe eingegangen. Dies scheint für das Verständnis erforderlich, weil in einigen Stellungnahmen manche wichtige Gegebenheiten fälschlicherweise vernachlässigt werden.

Trotz enormer Heizrohrschäden, im Extremfall bis zu 91 % Wanddickenschwächungen, wurde dem GKN II eine Betriebsgenehmigung für den Zyklus 2019/2020 erteilt. Sie beruht weitgehend auf einem Prüfbericht des TÜV Nord, der starken Kritiken unterworfen ist. Aus dem Prüfbericht ist zu erkennen, dass die verwendete Technik für die Heizrohrprüfungen zu hinterfragen ist, da offenbar in 2018 etliche Schäden übersehen und erst 2019 mit einem geänderten Verfahren erkannt wurden. Obwohl alle vier Dampferzeuger weitgehend den gleichen Beanspruchungen ausgesetzt sind, ist der Dampferzeuger 20 gegenüber den anderen sehr viel stärker betroffen. Eine plausible Erklärung ist nicht zu erkennen, woraus die Schlussfolgerung zu ziehen ist, dass die Maßnahmen gegen das Fortschreiten der Schäden nicht mit der erforderlichen Sicherheit als ausreichend zuverlässig gewertet werden können. Das von der Reaktorsicherheitskommission geforderte sichere Identifizieren von sehr kleinen Heizrohrleckagen, anhand derer die Wahrscheinlichkeit für ein Totalversagens oder sogar von auslegungsüberschreitenden Mehrfachbrüchen nahezu ausgeschlossen werden soll, kann zumindest zu Zyklusbeginn, solange das Primärkühlmittel nur eine minimale Radioaktivität aufweist, nicht überzeugend nachgewiesen werden. Deshalb muss bei einer weiteren Betriebsgenehmigung mit einer erhöhten Wahrscheinlichkeit für einen Störfall Dampferzeuger-Heizrohrleckage und folglich mit den möglicherweise gravierenden Folgen gerechnet werden.

Bei Auftreten eines Heizrohrlecks kann nicht ausgeschlossen werden, dass infolge des enorm hohen Druckunterschiedes von ca. 100 bar der starke Wasserstrahl oder auch

das Schleudern des defekten Rohres die bereits vorgeschädigten Nachbarrohre zerstört und sich somit ein Mehrfachbruch entwickelt, für den das Kernkraftwerk nicht ausgelegt ist. Die Reaktorsicherheitskommission hat sich mit dieser Problematik beschäftigt und Empfehlungen festgeschrieben, deren Einhaltung bei GKN II nicht erkennbar sind.

Die größte Gefahr für die nukleare Sicherheit ergibt sich während des Störfallverlaufs eines Dampferzeuger-Heizrohrlecks. Er ist der komplizierteste aller Kühlmittelverluststörfälle, da er sich innerhalb eines Dampferzeugers und somit zwischen den beiden komplexen Hauptsystemen Reaktorkühlkreislauf und Sekundärkreislauf abspielt. Einige der für die Beherrschung des Störfalles erforderlichen Funktionen konnten nie unter Realbedingungen geprüft werden. Durch das defekte Heizrohr strömt radioaktives Kühlmittel unter Umgehung des Sicherheitsbehälters in den Sekundärkreislauf und wird teilweise an die Umgebung freigesetzt. Im weiteren Verlauf kehrt sich die Strömungsrichtung um und nicht aufboriertes Deionat (Speisewasser des Sekundärkreislaufs) dringt in den Reaktorkühlkreislauf ein und führt zur Steigerung der Reaktivität.

Ein enormes nukleares Risiko entsteht, wenn während des Störfallverlaufes die Hauptkühlmittelpumpen ausfallen. Risiko ist die Eintrittswahrscheinlichkeit multipliziert mit den möglichen Auswirkungen. Die hohe Wahrscheinlichkeit einer solchen Zusatzstörung ist unbestritten, zumal ein Betrieb dieser Pumpen bei realen Störfallbedingungen nicht getestet werden kann. Bei einem Heizrohrleck wird der Primärdruck schnell an den Sekundärdruck angeglichen, um den Übertritt von radioaktivem Kühlmittel auf die Sekundärseite und somit an die Umgebung zu minimieren. Deshalb, und aus vielen weiteren Gründen, wie z. B. beim Notstromfall, der gemäß kerntechnischem Regelwerks bei jedem Störfall berücksichtigt werden muss, können diese Pumpen ausfallen oder sogar automatisch abgeschaltet werden. Die Auswirkungen können katastrophal sein. Denn dann wird das in den Reaktorkühlkreislauf einströmende Deionat nicht mehr ausreichend mit Kühlmittel vermischt. Da keinerlei Absperrmöglichkeiten zum Reaktordruckbehälter bestehen, kann das Deionat weitgehend als geschlossener Pfropfen in den Reaktorkern eindringen und dort zu einer enormen Reaktivitätszufuhr führen. Anhand mehrere Analysen und Untersuchungen kann gezeigt werden, dass die von der Reaktorsicherheitskommission geforderte Mindest-Borkonzentration gefährlich weit unterschritten wird, wodurch eine nicht mehr zu kontrollierende Überkritikalität entstehen kann. Aus der Verknüpfung mehrerer Stellungnahmen und Erkenntnisse von Institutionen, die für die nukleare Sicherheit in Deutschland mitverantwortlich sind, ergibt sich eindeutig, dass bei einem Dampferzeuger-Heizrohrleck ein nicht beherrschbarer, schwerer Kernkraftwerksunfall nicht ausgeschlossen werden kann.

Als Fazit dieser Betrachtungen ergibt sich, dass eine Betriebsgenehmigung für ein Kernkraftwerk mit Heizrohrschäden, wie sie im GKN II vorliegen, nicht zu verantworten ist.

Abkürzungsverzeichnis

BfA	Büro für Atomsicherheit
BHB	Betriebshandbuch, Betriebshandbücher
DE	Dampferzeuger
Deionat	Entmineralisiertes, deionisiertes Wasser
DEHL	Dampferzeuger-Heizrohrleck
DNB	Departure from Nucleate Boiling
EnBW	Energie Baden-Württemberg
FD	Frischdampf
GAU	Größter Anzunehmender Unfall, 2F-Bruch Hauptkühlmittelleitung
GKN II	Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar II, Neckarwestheim
GRS	Gesellschaft für Reaktorsicherheit
HKMP	Hauptkühlmittelpumpen
INRAG	International Nuclear Risk Assessment Group
ISR	Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften, Universität Wien
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
N16	Stickstoff 16
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
TUSA	Turbinenschnellabschaltung
RKL	Reaktorkühlkreislauf
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission
RSK-AST	RSK-Ausschuss Anlagen und Systemtechnik

Inhaltsverzeichnis

Persönliches Vorwort

Zusammenfassung

Abkürzungsverzeichnis

1. Einleitung

2. Grundsätzliche Systemtechnik

3. Nukleares Risiko

- 3.1 Eintrittswahrscheinlichkeit
- 3.2 Mögliche Auswirkungen
- 3.3 Hohes Risiko bei einem Dampferzeuger-Heizrohrleck (DEHL)

4. Sicherheitsgrundsätze

- 4.1 Kontrolle der Reaktivität
- 4.2 Kühlung der Brennelemente
- 4.3 Einschluss der radioaktiven Stoffe

5. Normalbetrieb,

Technik und Funktion eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor

6. Vorschädigung der DE-Heizrohre in GKN II

- 6.1 Unsicherheiten der Prüftechnik und bei der Ursachenklärung
- 6.2 Leck-vor-Bruch-Kriterium
- 6.3 Schlussfolgerung

7. Störfall DEHL,

Vereinfacht dargestellter, auslegungsgemäßer Ablauf

- 7.1 Leckage eines Heizrohres
- 7.2 Automatische Maßnahmen
- 7.3 Stationärer Anlagenzustand
- 7.4 Absperren des defekten Dampferzeugers
- 7.5 Abkühlen der Anlage
- 7.6 Endzustand

8. Verlauf bei Ausfall der HKMP

- 8.1 Mögliche Zusatzstörungen
- 8.2 Bisherige Analysen und Versuche
- 8.3 Eintrittswahrscheinlichkeit von Zusatzstörungen
- 8.4 Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen
- 8.5 Ablauf bei Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen
- 8.6 Mögliche Auswirkungen
- 8.7 Nicht beherrschbare Überkritikalität,
Nachweis anhand der Analyse mit der theoretischen Annahme
eines geschlossenen RKL-Systems

9. Fazit

Anhang: Literaturverzeichnis

1. Einleitung

Im Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar II (GKN II) in Neckarwestheim wurden während der letzten Revisionen erhebliche Schäden an den Heizrohren der Dampferzeuger festgestellt. Im Extremfall wurden Wanddickenschwächungen bis zu 91% gemessen. Ein Fortschreiten der Schäden ist zu erwarten. Somit steigt die Wahrscheinlichkeit, dass ein Störfall „Dampferzeuger-Heizrohrlecks“ (DEHL) eintritt.

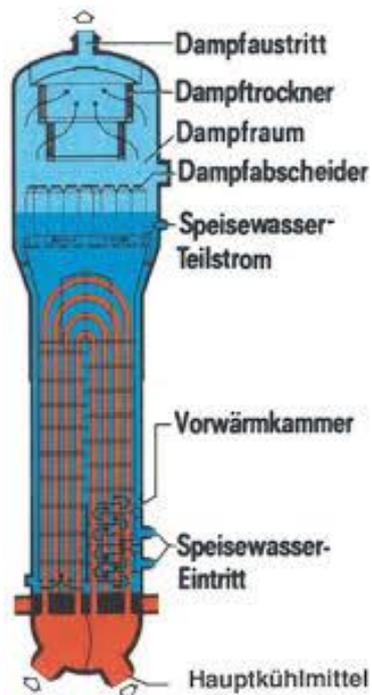


Bild 1



Bild 2

Bild 1: Schematische Darstellung eines Dampferzeugers

(Quelle: e.on Kernkraft, Kernkraftwerk Grafenrheinfeld, Stilllegung und Abbau, Sicherheitsbericht)

Bild 2: Dampferzeuger-Heizrohre eines Druckwasserreaktors

(Quelle: Nuclear Regulatory Commission - http://www.nrc.gov/reading-rm/photo-gallery/index.cfm?&cat=Nuclear_Reactors)

Schäden an den Dampferzeuger-Heizrohren werden von vielen Institutionen und Experten ausgiebig untersucht und bewertet. Dabei liegen die Schwerpunkte berechtigterweise meist auf Schadensursachen und Werkstofffragen, insbesondere bezüglich der zu erwartenden Weiterentwicklung der Schäden, sowie auf

formalistischen Aspekten, z. B. auf Erfüllung atomrechtlicher Vorschriften als Voraussetzungen zur Zustimmung zum Wiederanfahren des Kraftwerks.

Die relevante Literatur (Verzeichnis im Anhang) beleuchtet die betrieblichen Aspekte, insbesondere im Hinblick auf die Störfallbehandlung und -Beherrschung, eher seltener. Deshalb sollen im Folgenden das im GKN II erheblich gestiegene nukleare Risiko einschließlich der Eintrittswahrscheinlichkeit und der möglichen Folgen mit dem Schwerpunkten Betrieb und Störfälle näher betrachtet werden.

Die in dieser Stellungnahme genannten Werte und Maßnahmen weichen bei verschiedenen Druckwasserreaktoren voneinander ab, womit jedoch die grundsätzlichen Betrachtungen weiterhin gültig bleiben. Aus Umfangsgründen kann nicht auf alle Details eingegangen werden. Vielmehr werden lediglich die wichtigsten Aspekte aufgeführt, die infolge der Vorschädigungen der Heizrohre im GKN II zu einem erhöhten Störfallrisiko und zu möglichen Folgen für die Mitarbeiter und für die Umgebung führen können.

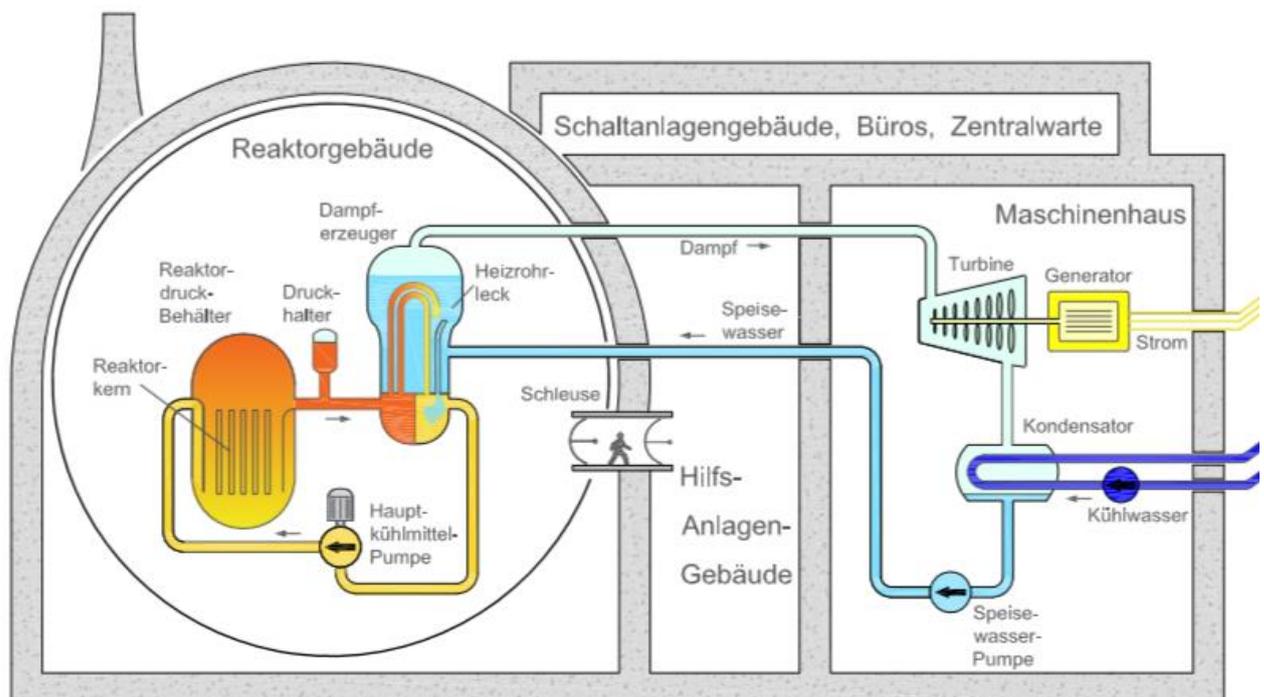


Bild 3: Stark vereinfachtes Prinzipbild eines Dampferzeuger-Heizrohrlecks
(Quelle: Regina Mayer/ Helmut Mayer)

2. Grundsätzliche Systemtechnik

Das GKN II ist ein Kernkraftwerk mit einem Druckwasserreaktor (DWR) wie weitere ca. 300 in Betrieb befindliche Druckwasserreaktoren weltweit (Quelle: Statista). Das wesentliche Kennzeichen eines Druckwasserreaktors ist der hohe Druck im Reaktorkühlsystem, der dafür sorgt, dass das vorwiegend aus leichtem Wasser H₂O bestehende Hauptkühlmittel trotz der hohen Temperaturen in der flüssigen Phase bleibt und nicht verdampft. Im Reaktorkern wird Wärme erzeugt und mit dem Kühlmittel zu den Dampferzeugern (DE) transportiert. Dort wird die Wärme an den Sekundärkreislauf übertragen und Dampf erzeugt. Mit dem Dampf wird die Turbine angetrieben und mit dem angeschlossenen Generator wird Strom erzeugt. Die im GKN II stark vorgeschädigten Heizrohre bilden die systemtechnische Trennung zwischen diesen Haupt-Kreisläufen.

Der Reaktorkühlkreislauf (RKL), auch Primärkreis genannt, besteht im Wesentlichen aus dem Reaktordruckbehälter (RDB), den Dampferzeugern (DE), den Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) und den verbindenden Rohrleitungen (Loops). Der RKL beinhaltet den Reaktorkern und ist deshalb radioaktiv belastet, während der Sekundärkreislauf im Normalbetrieb als radioaktivitätsfrei bezeichnet werden kann. Die wichtigste Trennstelle zwischen RKL und Sekundärkreislauf sind die Dampferzeuger. Dort wird in vier Dampferzeugern mit über ca. 16.000 Heizrohren unter hohen Drücken und Temperaturen die Wärme vom RKL auf die Sekundärseite übertragen. Die Heizrohre sind U-förmig ausgebildet und haben einen Außendurchmesser von 22 Millimetern und im Neuzustand Wandstärken von 1,2 Millimetern. Alleine aus der großen Anzahl und der dort gegebenen hohen Materialbelastungen lässt sich ableiten, dass die Dampferzeuger mit ihren Heizrohren bei der Anlagensicherheit und bei der Betrachtung möglicher Störfälle eine ganz besondere Rolle spielen.

3. Nukleares Risiko

Risiko ist die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Ereignisses multipliziert mit den möglichen Auswirkungen.

3.1 Eintrittswahrscheinlichkeit

Angesichts von über 16.000 Heizrohren, die im GKN II in hoher Anzahl erhebliche Vorschädigungen aufweisen, ist die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Heizrohrlecks sicher um ein vielfaches höher als jede andere Art von Kühlmittelverluststörfällen,

wie z. B. der viel zitierte Größte Anzunehmende Unfall (GAU), also der in den kerntechnischen Regelwerken definierte 2F-Bruch einer Hauptkühlmittelleitung. Eine seriöse quantitative Berechnung der Eintrittswahrscheinlichkeit kann angesichts der komplexen Zusammenhänge, die sich auf die mögliche Weiterentwicklung der Schäden im GKN II auswirken, nicht gemacht werden. Gleichwohl ist unbestreitbar, dass sie um Größenordnungen höher liegt als bei anderen definierten Kühlmittelverluststörfällen.

3.2 Mögliche Auswirkungen

Im Gegensatz zu den anderen Kühlmittelverluststörfällen ereignet sich der gesamte Ablauf eines Störfalles DEHL innerhalb der Hauptsysteme an der Trennstelle zwischen Primär- und Sekundärkreislauf. Es entsteht eine thermodynamische und hydraulische Verbindung zwischen diesen großen Systemen. Das hat zur Folge, dass sowohl der Eintritt als auch die vielfältigen möglichen Störfallabläufe äußerst komplex sind. Unter anderem ist dies zu erkennen an dem umfangreichen Betriebshandbuchkapitel DEHL, bei denen die verschiedenen, gegenseitigen Kombinationen „mit und ohne Ansprechen der FD-Aktivitätsgrenzwerte“, „mit oder ohne Notstromfall“ und „mit oder ohne Hochdruck-Sicherheitseinspeisung“ betrachtet werden müssen. Bei dieser Komplexität wird verständlich, dass bei der Störfallbehandlung eines DEHL sehr viele Abweichungen gegenüber dem Auslegungsstörfall auftreten können. Unter gewissen Bedingungen, und das wird im Folgenden aufzuzeigen sein, kann es bis zu schweren Störfällen mit Freisetzung von Radioaktivität oder sogar unbeherrschbarer Überkritikalität führen.

3.3 Hohes Risiko bei einem DEHL

Aus der Multiplikation der unbestreitbar hohen Eintrittswahrscheinlichkeit mit den möglicherweise extrem schwerwiegenden Auswirkungen ergibt sich ein enorm hohes nukleares Risiko des Störfalles DEHL.

4. Sicherheitsgrundsätze

Die Sicherheitsgrundsätze für deutsche Kernkraftwerke wurden von der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) definiert. /Lit. 1./ (Zitat): „Die Wirksamkeit der Barrieren und Rückhaltefunktionen ist durch die Erfüllung der Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente und
- Einschluss der radioaktiven Stoffe

abzusichern.“ (Zitat-Ende)

Aufgrund des hohen Risikos bei einem Störfall DEHL bedarf die Erfüllung dieser Schutzziele einer besonderen Beachtung.

4.1 Kontrolle der Reaktivität

In der Kernphysik bezeichnet man als Reaktivität die Abweichung eines Kernreaktors vom kritischen Zustand. Bei einer Reaktivität kleiner als 1 sinkt der Neutronenfluss (unterkritisch), bei gleich 1 bleibt er exakt gleich (kritisch) und bei größer als 1 steigt er an (überkritisch). Die Wärmeerzeugung und somit die Leistung verhalten sich proportional. Bei zu hoher Reaktivität kann ein Reaktivitätsstörfall eintreten, der im Extremfall zur nuklearen Explosion führen kann, wie er z. B. am 26. April 1986 in Tschernobyl aufgetreten ist und zur größten bisherigen Katastrophe eines Kernkraftwerks geführt hat.

Um die Reaktivität kontrollieren zu können, werden im Wesentlichen neutronenabsorbierende Steuerstäbe sowie Borsäure, die dem Kühlmittel in verschiedenen Konzentrationen beigemischt werden, verwendet. Aber auch die Kühlmitteltemperatur hat einen starken Einfluss auf die Reaktivität, da die Moderation bei niedrigeren Temperaturen aufgrund der höheren Dichte des Kühlmittels bedeutend besser ist als bei höheren Temperaturen. Durch diesen Effekt eines negativen Kühlmitteltemperaturkoeffizienten als Rückkopplung wird einerseits die Regelfähigkeit wesentlich verbessert, andererseits führt er bei absinkender Temperatur zu zunehmender Reaktivität, wodurch unter bestimmten Bedingungen die Gefahr einer unkontrollierten Überkritikalität ansteigt.

Bei einem DEHL besteht eine hydraulische Verbindung zwischen dem mit Borsäure angereicherten Primärkreislauf und dem Borsäure-freien Sekundärkreislauf. Dies hat bei diesem Störfall zur Folge, dass beim Abfahren des Kraftwerks gemäß Betriebshandbuch (BHB) Borsäure-freies, deionisiertes Wasser, auch als Deionat bezeichnet, aus dem defekten Dampferzeuger durch das Leck in den Primärkreis eindringt und somit die Reaktivität erhöht. Eine zusätzliche Zunahme der Reaktivität ergibt sich zwangsläufig durch das Abkühlen des RKL.

Unter bestimmten Bedingungen, die noch näher zu erläutern und nachzuweisen sind, kann dieser Zustand zu einem nicht mehr beherrschbaren Reaktivitätsanstieg und somit zu einer unkontrollierten Leistungsexkursion führen. Viele Institutionen und Experten, unter anderem BMUB, RSK, RSK-AST, GRS, ISR, INRAG, BfA, ROCOM, HZDR, Ökoinstitut und andere haben sich mit diesem möglichen Störfall-Szenario bei einem

DEHL beschäftigt. Auch wurde hierzu vom BÜNDNIS 90/ DIE GRÜNEN eine „Kleine Anfrage“ an die Bundesregierung gestellt (Literaturverzeichnis im Anhang). Bis heute ist es jedoch noch nicht gelungen, einen Nachweis zu erbringen, dass ein solcher Störfall mit der in der Kerntechnik geforderten Sicherheit ausgeschlossen werden kann.

Aufgrund der gravierenden Vorschädigungen der Heizrohre im GKN II muss dieser Effekt verstärkt betrachtet und sowohl mit den verantwortlichen Behörden als auch mit dem Betreiber diskutiert werden, um das Risiko einer solchen Katastrophe zu minimieren.

4.2 Kühlung der Brennelemente

Bezüglich dieses Schutzziels gibt es bei einem DEHL keine hier aufzuführende Besonderheiten oder erhöhten Risiken, sofern die Reaktivität beherrscht wird.

4.3 Einschluss der radioaktiven Stoffe

Es ist unmittelbar zu erkennen, dass ein kompletter Einschluss radioaktiver Stoffe bei einem Störfall DEHL nicht möglich ist, da eine direkte thermohydraulische Verbindung zwischen dem radioaktiven Primärkreis und dem weit verzweigten, großen Sekundärkreis mit seinen zur Umgebung offenen Verbindungen besteht. Aus betrieblicher Sicht ist daher zu überprüfen, ob der Austritt radioaktiver Stoffe bei jedem konservativ betrachteten Störfallablauf mit Sicherheit so gering bleibt, dass er im Einklang mit dem kerntechnischen Regelwerk vertretbar ist.

5. Normalbetrieb, Technik und Funktion eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor

Um die betrieblichen Auswirkungen eines möglichen DEHL beschreiben zu können, soll hier stark vereinfacht auf die wesentlichen Funktionen eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor eingegangen werden.

Anhand des Bildes 3 wird der Normalbetrieb eines Druckwasserreaktors stark vereinfacht dargestellt, wobei schwerpunktmäßig die Systeme erläutert werden, die bei der Störfallbehandlung eines DEHL von Bedeutung sind. Die genannten Werte weichen in verschiedenen Druckwasserreaktoren voneinander ab und sind daher stets als angenäherte Werte anzusehen.

Durch Kernspaltung wird im Reaktorkern Wärme erzeugt, die über die Brennstabhüllen an das Kühlmittel abgegeben wird. Das Kühlmittel besteht im Wesentlichen aus leichtem Wasser H_2O , das mit Borsäure in veränderbarem Mischungsverhältnis angereichert ist. Bor absorbiert Neutronen, so dass über die Borsäurekonzentration zusätzlich zu den Steuerstäben der Neutronenfluss und somit die Leistung des Reaktors geregelt werden kann. Somit kommt der Borsäurekonzentration und den damit verbundenen Systemen eine erhebliche sicherheitstechnische Bedeutung zu.

Mit den Hauptkühlmittelpumpen wird das Kühlmittel durch den Reaktorkern gepumpt. Dabei nimmt es die Wärme auf und seine Temperatur steigt von ca. 290° auf ca. 325 °Celsius an. Über die Loop-Leitungen wird die Wärme zu den vier Dampferzeugern transportiert, wo sie über die ca. 4.000 Heizrohre pro Dampferzeuger an den Sekundärkreis übertragen wird. Dort steigt die Temperatur an und das sekundärseitig eingespeiste Speisewasser wird in Dampf verwandelt. Über die Frischdampfleitungen wird der Dampf zur Turbine geleitet, die wiederum den Generator antreibt, der den erwünschten Strom erzeugt. Wenn der Dampf den verwertbaren Anteil seiner Energie, also die Exergie, an die Turbine abgegeben hat, wird er in den Kondensator geleitet. Im Kondensator wird der nicht verwertbare Anteil der Wärme, also die Anergie, über Wärmetauscherrohre an eine Wärmesenke (z. B. an einen Fluss oder Kühlturm) abgegeben und der Dampf kondensiert zu Wasser. Von dort wird das Kondensat bzw. Speisewasser über komplexe Systeme wieder in die Dampferzeuger gepumpt, wodurch der Kreislauf geschlossen wird. Tatsächlich sind diese Kreisläufe natürlich extrem komplizierter aufgebaut als hier beschrieben. In deutschen Druckwasserreaktoren besteht der gesamte Primärkreis in der Regel aus vier Teilkreisläufen, also vier Dampferzeugern, vier Hauptkühlmittelpumpen und dementsprechend vier Kreisläufen.

Hinzu kommen sehr viele Hilfssysteme. Wichtig für die Betrachtung von DEHL-Störfällen ist zum Beispiel das Volumenregelsystem, das immer in Betrieb ist und gleichzeitig Deionat und Borsäure in einer vorgegebenen Mischung in den RKL einspeist und dementsprechend bei konstantem Betrieb natürlich die gleiche Masse an Kühlmittel (Deionat plus Borsäure) wieder ausspeist. Die Regelung erfolgt, indem eine etwa konstant bleibende Menge über die Volumenregelpumpen eingespeist wird. Gleichzeitig wird der Füllstand im Druckhalter gemessen und konstant gehalten, indem die Ausspeisearmaturen des Volumenregelsystems gerade so viel Kühlmittel ausspeisen, dass der Druckhalter-Füllstand auf seinem Sollwert bleibt. Diese Hilfssysteme sind immer in Betrieb und haben insbesondere bei einem DEHL entscheidende Funktionen zu erfüllen, um den Störfall zu beherrschen. Dies wird bereits hier betont, weil in einer entscheidenden Analyse dieses wichtige System einfach als nicht verfügbar angenommen wird.

Im Druckhalter wird durch eine erhöhte Temperatur von ca. 346 °C ein (Siede-)Druck von 158 bar aufgebaut. Somit wird erreicht, dass das durch den Reaktorkern strömende Kühlmittel mit einer Temperatur von ca. 325 °Celsius nicht verdampft

sondern in der flüssigen Phase bleibt. Wenn der Druck im Reaktor zu weit abfallen würde, käme es an den heißesten Stellen, nämlich direkt an der Hülle der Brennstäbe, zur Dampfbildung. Dann könnten sich an diesen Stellen, an denen die im Reaktorkern erzeugte Wärme an das Kühlmittel übertragen wird, die noch zulässigen kleinen Dampfbläschen vergrößern und sich zusammenschließen, so dass Filmsieden entstehen könnte (DNB: Departure from Nucleate Boiling). Dies hätte zur Folge, dass sich der Wärmeübergang rapide verschlechtert und sich bereits im Normalbetrieb ein Kernschmelzunfall entwickeln könnte.

Beim Störfallablauf DEHL gewinnt dieser Druckabstand zum Siedepunkt an Bedeutung, da der Druck im Reaktor gezielt abgesenkt wird. Dadurch soll erreicht werden, dass der Primärdruck möglichst schnell an den Druck des defekten DE angeglichen wird und weniger Radioaktivität in den Sekundärkreis und zumindest teilweise auch an die Umgebung übertritt. Hierzu wird relativ kälteres Kühlmittel über das Volumenregelsystem in den Druckhalterdampfraum gesprüht. Diese Sprühung kann zu einem erheblichen Risiko werden, z. B. wenn die Sprühung, aus welchen Gründen auch immer, zu einem zu starken Absinken des Druckes führt.

Des Weiteren sind im Primärbereich noch sehr viele andere Systeme enthalten, z. B. Reinigungs- und Speichersysteme sowie angeschlossene Sicherheits- und Nachkühlsysteme, auf die hier nicht weiter eingegangen werden soll, obwohl sie bei der Störfallbeherrschung eines DEHL durchaus von Bedeutung sind. Alle Primärsysteme, die unter hohem Druck und Temperatur stehen, sind im Reaktorgebäude untergebracht. In deutschen Druckwasserreaktoren besteht dieses Reaktorgebäude aus einer gasdichten Stahlkugel (Containment) mit einem Durchmesser von ca. 56 Metern, damit bei einem Leck im RKL das verdampfende radioaktive Kühlmittel zurückgehalten werden kann. Dagegen entsteht bei einem DEHL sofort eine thermodynamische und hydraulische Verbindung vom RKL zum Sekundärsystem, wodurch diese Sicherheitsbarriere umgangen wird. Andere primärseitige Hilfssysteme, in denen die Temperatur stets kleiner als 100 °C beträgt, dürfen außerhalb der Stahlhülle im Ringraum oder im Hilfsanlagegebäude installiert werden, denn bei Leckagen dieser Systeme besteht nicht die Gefahr, dass radioaktives Kühlmittel verdampft und unkontrolliert entweicht.

Entsprechend dem Primärkreis ist auch der Sekundärkreis mit seinen Dampf- und Speisewassersystemen teilweise vierfach aufgebaut. Insgesamt ist dies ein sehr umfangreiches System, in dem u. a. Turbine, Kondensator, Niederdruck- und Hochdruck-Vorwärmer, Speisewasserbehälter und Reinigungssysteme miteinander verbunden sind. Im Normalbetrieb ist dieser komplexe Bereich radioaktivitätsfrei, weshalb dort keine entsprechenden Rückhaltesysteme für radioaktive Substanzen vorgesehen sind. Bei einem DEHL ist es somit von Bedeutung, den Übertritt von Kühlmittel in diesen Bereich möglichst schnell zu beenden, da ein Austritt von übergetretener Radioaktivität an die Umgebung nicht vermeidbar ist. Im Sekundärkreis entstehende oder eindringende Gase werden im Normalbetrieb an die Umgebung abgeleitet, zum Beispiel über die Entdämpfungsleitung des

Speisewasserbehälters, dessen Dampfschwaden bei einem in Betrieb befindlichen Kraftwerk schon von außerhalb des Kraftwerkzaunes deutlich zu sehen sind, oder auch durch die Absaugpumpen (Elmopumpen) an den Kondensatoren, die dort nicht kondensierbare Gase absaugen und an die Umgebung weiterleiten. Deshalb wird bei einem Störfall DEHL möglichst schnell der Druck im RKL abgesenkt und der defekte Dampferzeuger sekundärseitig abgesperrt. Gerade aber diese Besonderheit kann zu erheblichen Folgerisiken führen, was noch näher zu erläutern sein wird.

6. Vorschädigung der DE-Heizrohre im GKN II

Im GKN II wurden während der Revision 2017 insgesamt 32, in 2018 bereits 101 und in 2019 sogar 296 Schäden an DE-Heizrohren mit teilweise erheblichen Wanddickenschwächungen, im Extremfall bis zu 91 %, festgestellt. Trotz dieser Vorschädigungen wurde dem Weiterbetrieb des Kernkraftwerkblockes eine Genehmigung erteilt, die sich allerdings weitgehend auf einen Prüfbericht des TÜV Nord beruft /Lit. 16/, der in einigen Punkten einer kritischen Überprüfung bedarf. Im Folgenden werden einige der Kritikpunkte kurz zusammengefasst.

6.1 Unsicherheiten der Prüftechnik und bei der Ursachenklärung

Bezüglich der Prüfergebnisse der Heizrohr-Vorschädigungen bestehen erhebliche Unsicherheiten. Gemäß TÜV-Prüfbericht wurden 2018 Prüfverfahren mittels Array-Sonden eingesetzt, bei denen vorliegende Schäden nicht erkannt und deshalb erst in 2019 bei geänderter Prüftechnik mit MRPC-Sensoren entdeckt wurden. Das zeigt die Unsicherheit bei den Prüfungen und es bleibt fraglich, ob mit den in 2020 geplanten Prüfverfahren zuverlässigere Ergebnisse erzielt werden können, oder ob wiederum Risse und Wanddickenschwächungen unerkannt bleiben, wodurch im angedachten Zyklus 2020/2021 mit einer stark erhöhter Wahrscheinlichkeit eines DEHL-Störfalls zu rechnen sein wird.

Die Vorschädigungen der Heizrohre traten besonders stark im Dampferzeuger 20 auf.

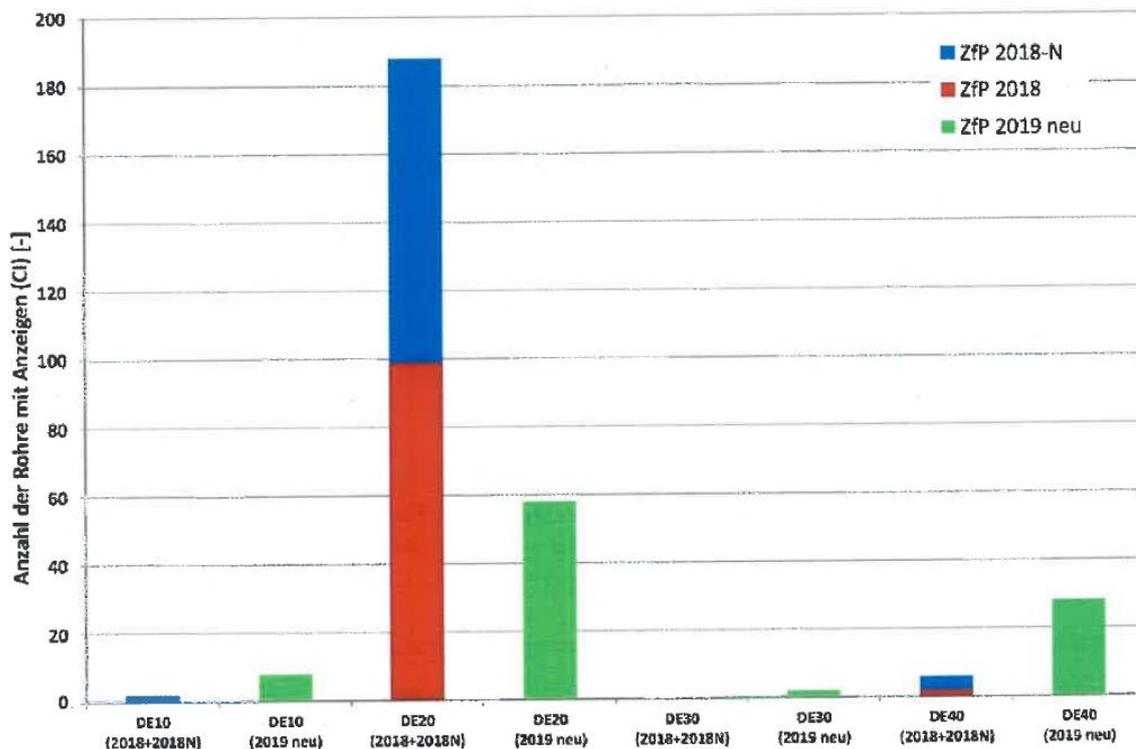


Bild 4: Anzahl der Heizrohre, für die in den Jahren 2018 und 2019 umfangsorientierte Anzeigen nachgewiesen werden konnten (Quelle: TÜV Prüfbericht, Lit. 16)

Obwohl alle vier Dampferzeuger sowohl chemisch als auch mechanisch vergleichbaren Beanspruchungen ausgesetzt sind, ergaben sich sehr unterschiedliche Befunde an den verschiedenen Dampferzeugern. Eine eindeutige Begründung für die gravierenden Unterschiede konnte nicht überzeugend dargelegt werden, woraus sich die Schlussfolgerung ergibt, dass die Ursachen nicht eindeutig und zweifelsfrei beseitigt werden können. Auch bezüglich der Reinigungsmaßnahmen bleiben erhebliche Zweifel /Lit. 16/. Zitat: „Es ist weiterhin nicht nachgewiesen, dass hier von einem signifikanten Reinigungserfolg ausgegangen werden kann. Es ist daher zu unterstellen, dass dort immer noch Restverunreinigungen in Konzentrationen vorhanden sind, bei denen ein Angriff der DE-Heizrohre nicht gänzlich auszuschließen ist. Damit können wir nicht ausschließen, dass es auch im nächsten Zyklus zu einer Rissbildung und möglicherweise zu einem Rissfortschritt bis hin zu einem wanddurchdringenden Riss kommen kann.“ (Zitat Ende). Diese gleiche Problematik bleibt sicher auch für die nächsten Zyklen erhalten.

Insgesamt ergibt sich aus diesen Betrachtungen, dass eine erhöhte Wahrscheinlichkeit eines DEHL-Störfalles bei Weiterbetrieb der Anlage vorliegt.

6.2 Leck-vor Bruch-Kriterium

Die Betriebsgenehmigung für den Zyklus 2019/2020 beruht wesentlich auf dem vom TÜV anerkannten Leck-vor-Bruch-Kriterium als Integritätsnachweis gemäß KTA 3206./Lit. 16/ Dabei wird angenommen, dass bereits eine geringe Rissdurchdringung eines Heizrohres sicher detektiert werden könne, indem bereits eine geringe Heizrohrleckage von 20 g/h /Lit. 16/ anhand der vom Reaktorkühlkreislauf in den Sekundärkreislauf übertretenden Radioaktivität gemessen werden würde. Diese optimistische Annahme ist aus mehreren Gründen äußerst fraglich und kann keinesfalls als Begründung für einen sicheren Betrieb eines Kernkraftwerkes anerkannt werden.

Zyklusbeginn mit minimaler Radioaktivität

Unmittelbar nach Abschalten eines Kernkraftwerks vor einer Revision wird das Reaktorkühlmittel über die Hilfssysteme gereinigt und so weit wie möglich von radioaktiven Partikeln befreit. Dies ist zwingend erforderlich, um die Mitarbeiter, die Anlagen öffnen oder auch während des Brennelement-Wechsels nur wenige Meter über der Kühlmitteloberfläche arbeiten müssen, so weit wie irgend möglich vor vermeidbarer radioaktiver Strahlung zu schützen. Abgebrannte und beschädigte Brennelemente werden aus dem Reaktorkern entfernt und durch unbeschädigte ersetzt. Die Brennstabhüllen haben eine hohe Qualität, schließlich sind sie die erste und somit eine ganz wichtige Barriere des gestaffelten Sicherheitskonzepts, so dass zu Beginn eines Zyklus der Reaktorkühlkreislauf nur eine extrem geringe Radioaktivität aufweist. Auch das durch Neutronenbestrahlung im Reaktorkern entstehende Stickstoffisotop N16 kann wegen seiner kurzen Halbwertszeit von 7,13 Sekunden und seiner Flüchtigkeit als Gas nicht als sichere Messgröße herangezogen werden.

Auch das in der Regel gut messbare Tritium kann zu Zyklusbeginn nicht als sicheres Erkennungsmerkmal einer kleinen Leckage herangezogen werden, denn das als ternäres, seltenes drittes Spaltprodukt entstehende Tritium bleibt bei intakten Brennstabhüllen eingeschlossen, während sich das durch Neutronenbestrahlung des Bor 10-Isotops entstehende Tritium erst im Laufe eines Zyklus in erhöhter Konzentration aufbaut und somit ebenfalls zu Zyklusbeginn nicht für eine zuverlässige Erkennung kleiner Heizrohrlecks sicher zur Verfügung steht.

Insgesamt kann zu Zyklusbeginn an allen im Bereich der Sekundärsysteme angebrachten Aktivitätsmessungen nicht von einer sicheren Messung einer kleinen DE-Heizrohrleckage ausgegangen werden. Die Nachweisgrenze der N16-Messstellen liegt zu hoch. Zitat aus Lit. 22: „In den Frischdampfleitungen sind die sogenannten N16-Messstellen fest installiert. Die dort eingesetzten Geiger-Müller-Zählrohre und NaJ-Detektoren haben Nachweisgrenzen der Leckagemenge von ca. 0,5 kg/s bis 2 kg/s.“ (Zitat-Ende).

Die Kondensatorabsaugung misst nur flüchtige Bestandteile. Sie ist zu weit vom Primärkreis entfernt und wird durch andere, abgesaugte Gase zu stark verdünnt, um geringe Mengen an kurzlebigen N16 oder anderen radioaktiven Gasen sicher zu erkennen.

Die Handanalysen der Dampferzeuger-Abschlammungen können infolge der erforderlichen Abkühlung der Proben und der nicht-kontinuierlichen Messungen erst zeitlich stark verzögert bewertet werden, möglicherweise erst nach mehreren Tagen. Zudem wird eine kleine Heizrohrleckage von 20 g/h nicht zu Zyklusbeginn sondern erst nach Aufbau von Tritium im Kühlmittel oder bei Brennelement-Schäden zu detektieren sein.

Deshalb ist ein sicheres Erkennen von kleinen Heizrohrdurchdringungen anhand von übergetretener Radioaktivität grundsätzlich auszuschließen und kann keineswegs als Grundlage für eine Betriebsgenehmigung anerkannt werden.

Erst im Laufe eines Zyklus ist zu erwarten, dass sich im Kühlmittel ausreichend messbare Radioaktivität aufbaut, insbesondere, sobald Schäden an Brennelementen auftreten, so auch bei einem Störfall DEHL, bei dem der Primärdruck sehr schnell sehr weit reduziert wird, wodurch während dieser Transiente eine starke Veränderung der Druckdifferenz an den Brennelement-Hüllrohren und somit eine hohe mechanische Beanspruchung entsteht, die dann während des Störfallverlaufs zu einer starken Erhöhung der Radioaktivität führen kann.

Auslegungsüberschreitender Mehrfachbruch

Die Reaktorsicherheitskommission fordert ein Detektieren einer Leckagemenge von $> 40 \text{ kgd}^{-1}$, um auslegungsüberschreitende Mehrfachbrüche vermeiden zu können. Zitat / Lit. 11/;) „Unter den Voraussetzungen, dass die Empfehlungen aus (20) umgesetzt sind und die Anlage spätestens bei einem Aktivitätswert, der einem Leckmassenstrom von $> 40 \text{ kgd}^{-1}$ (im Nennbetrieb) entspricht, abgefahren wird, kann der vollständige Bruch (2F) eines DE-Heizrohres weiter als einhüllende Annahme (hinsichtlich radiologischer Auswirkungen) für Störfallbetrachtungen zu Grunde gelegt werden.“ (Zitat-Ende). Nur unter dieser Voraussetzung und zusätzlich bei Einhaltung der in der 428. RSK-Sitzung /Lit. 20/formulierten Empfehlungen kann aus Sicht der RSK ein Bruch mehrerer Heizrohre ausgeschlossen werden. Diese Bedingung kann jedoch mit denen im GKN II vorgesehenen Maßnahmen zumindest bei Zyklusbeginn bei extrem niedriger Radioaktivität des Kühlmittels nicht nachweisbar erfüllt werden. Also kann ein auslegungsüberschreitender Störfall mit Mehrfachbruch von Heizrohren nicht sicher ausgeschlossen werden.

6.3 Schlussfolgerung

Bei den bestehenden Unsicherheiten und Mängeln hätte eine Betriebsgenehmigung des GKN II bereits in 2019 nicht erteilt werden dürfen. Falls im Anschluss an die geplante Revision 2020 ohne weitere Sicherheitsmaßnahmen eine erneute Betriebsgenehmigung erteilt werden würde, ist mit einer stark erhöhten Eintrittswahrscheinlichkeit und einer erheblichen Gefährdung durch einen Störfall DEHL zu rechnen. Unter den bisherigen Bedingungen ist eine weitere Betriebsgenehmigung nicht zu verantworten.

7. Störfall DEHL, vereinfacht dargestellter, auslegungsgemäßer Ablauf

Im Folgenden wird der technische Störfallverlauf bei einem DEHL stark verkürzt dargestellt. Aufgrund der Komplexität dieses Störfalles, wie z. B. bereits aus dem großen Umfang des Betriebshandbuches zur Störfallbeherrschung eines Dampferzeugerheizrohrlecks zu erkennen ist, kann hier kein Anspruch auf Vollständigkeit erhoben werden. Zudem besitzen unterschiedliche Kraftwerke teils unterschiedliche technische Ausrüstungen. Auch muss unterstellt werden, dass Handmaßnahmen des Betriebspersonals zu verschiedenen Zeiten, also teilweise sehr schnell oder auch zeitlich verzögert, ergriffen werden, wodurch sich unterschiedliche Verläufe ergeben können. Deshalb müssen bei sicherheitstechnischen Analysen, die den Anspruch auf ganzheitliche Beurteilungen stellen, mehrere Verläufe betrachtet werden, und gemäß technischem Regelwerk müssen auch ungünstige Gegebenheiten berücksichtigt werden. Diese Grundregel ist bei bisherigen Untersuchungen des DEHL-Risikos nicht befolgt worden, vielmehr wurden Einzelabläufe betrachtet und als abgrenzend angegeben. Aus Betriebserfahrungen sind solche Einzelfallbetrachtungen mehrfach widerlegbar.

7.1 Leckage eines Heizrohres

Bei Rissdurchdringung eines Heizrohres strömt radioaktives Kühlmittel vom Reaktorkühlkreislauf mit 158 bar auf den Sekundärkreislauf mit 56 bar, also mit einer Druckdifferenz von ca. 100 bar.

- Hier stellt sich sofort die Frage, ob mit Sicherheit ausgeschlossen werden kann, dass dieser scharfe Strahl einige der bereits ebenfalls stark vorgeschädigten Nachbarrohre zerstört. Des Weiteren muss mit einem starken seitlichen Ausschlagen und Schleudern des defekten Rohres

gerechnet werden, insbesondere bei einem asymmetrischen Riss. Folglich kann ein Mehrfachrohrbruch nicht ausgeschlossen werden, der einen nicht-auslegungsgemäßen DEHL-Störfall zur Folge hätte. Mit diesem Thema hat sich die RSK ausführlich beschäftigt. /Lit. 11/

Die RSK empfiehlt hier (Zitat): „Unter den Voraussetzungen, dass die Empfehlungen aus Lit. 20 umgesetzt sind und die Anlage spätestens bei einem Aktivitätswert, der einem Leckmassenstrom von $> 40 \text{ kgd}^{-1}$ (im Nennbetrieb) entspricht, abgefahren wird, kann der vollständige Bruch (2F) eines DE-Heizrohres weiter als einhüllende Annahme (hinsichtlich radiologischer Auswirkungen) für Störfallbetrachtungen zu Grunde gelegt werden.

6. Empfehlungen

Es wird empfohlen in das BHB aufzunehmen, dass bei einer Leckage von $> 40 \text{ kgd}^{-1}$ die Anlage abgefahren wird und zur Unterstützung der Ursachenklärung des Eintrages Hide-Out-Return-Messungen vorgenommen werden.“ (Zitat Ende). Somit stellen sich auch die Fragen, ob dies bei GKN II geschehen ist und ob entsprechende Vorsorgemaßnahmen für solche Messungen getroffen wurden.

- Es ist sehr fraglich, ob die von RSK genannte „einhüllende Annahme“ auch bei den sehr häufigen, vorgeschädigten Heizrohren des GKN II Gültigkeit haben kann, wenn sich bereits vorgeschädigte Heizrohre in unmittelbarer Nähe eines defekten Rohres befinden.

Das Hauptmerkmal eines auslegungsgemäß verlaufenden Störfalls DEHL ist das Ansprechen der sekundärseitigen, an den Frischdampf-Leitungen angebrachten N16-Aktivitätsmessungen des defekten Dampferzeugers, wodurch Meldungen an die Zentralwarte und automatische Maßnahmen ausgelöst werden.

7.2 Automatische Maßnahmen

Um den unvermeidlichen Radioaktivitätsaustritt zu minimieren, wird automatisch die Leistung des Kraftwerks reduziert, Reaktorschnellabschaltung (RESA) ausgelöst und die Drücke zwischen Primär- und Sekundärseite werden auf einen minimal zulässigen Abstand aneinander angeglichen. Mit der Reaktorschnellabschaltung muss auch die Turbinenschnellabschaltung (TUSA) erfolgen.

- Bei jeder TUSA geht zwangsläufig die elektrische Eigenversorgung verloren und gemäß kerntechnischem Regelwerk ist grundsätzlich ein nachfolgender Verlust der externen Stromversorgung zu unterstellen. Die Notstromversorgung muss dann von den Notstromaggregaten übernommen werden. Das bedeutet zwangsläufig einen Ausfall aller HKMP, da die Leistung der Notstromdiesel für diese Pumpen nicht ausreicht. Bei Stillstand der HKMP

kann sich das vom defekten Dampferzeuger in den RKL einströmende Deionat als konzentrierter Pfropfen im Loop ansammeln. Es entsteht höchste Gefahr für die nukleare Sicherheit der Anlage, denn in diesem Bereich besteht keinerlei Absperrmöglichkeit zum Reaktordruckbehälter, und wenn dieser nur gering aufborierter Pfropfen in den Kern eintritt, kann die Unterkritikalität des Reaktors nicht mehr sichergestellt werden. Schutzziel 1 „Kontrolle der Reaktivität“ ist extrem gefährdet. Wie unter Punkt 8. gezeigt wird, kann sich die Situation durch eine unkontrollierbare Leistungsexkursion zu einem nicht mehr beherrschbaren Störfall entwickeln.

➤ Infolge der TUSA kann der Dampf nicht mehr über die Turbine geleitet und die überschüssige Energie nicht mehr in Strom umgewandelt werden. Da Dampf infolge der Nachzerfallsleistung des Reaktorkerns aber weiterhin entsteht, muss die Frischdampf-Umleitstation öffnen und die Wärme an die Kühltürme oder an den Fluss ableiten. Dies ist unverzichtbar erforderlich, da ansonsten die Frischdampf-Sicherheitsventile ansprechen würden, und unzulässig viel Radioaktivität an die Umgebung abgeblasen werden würde.

Aufgrund der Anlagenkennlinie steigt der Sekundärdruck vom Vollast-Druck 56 bar auf den Nulllast-Druck von 74 bar, der durch den Sollwert der Frischdampf-Umleitstation bestimmt wird. Die Druckhalterheizung wird ausgeschaltet, die Sprüharmaturen im Druckhalter öffnen und der Primärdruck wird von 158 bar auf ca. 80 bar abgesenkt, indem der Dampf im Druckhalter abgesprüht wird.

➤ Die Umleitstation und ihre Regelung gehören jedoch nicht zu den offiziell sicherheitstechnischen Komponenten. Deshalb muss hier ein Versagen oder zumindest ungenaues oder schwingendes Verhalten unterstellt werden. Falls in diesem nicht-sicherheitstechnisch ausgelegtem System der Sekundärdruck und somit die Sekundärtemperatur (Sattdampfzustand) zu hoch ansteigen, wird dies zwangsläufig zur Kavitation und zum den Ausfall der HKMP führen.

7.3 Stationärer Anlagenzustand

Durch die ersten automatischen Maßnahmen wird bei auslegungsgemäßigem Verlauf ein stationärer Anlagenzustand erreicht, bei dem Primär- und Sekundärdrücke so weit wie zulässig aneinander angeglichen sind, wodurch die Aktivitätsfreisetzung reduziert wird.

7.4 Absperrn des defekten Dampferzeugers

Um weiteren Aktivitätsaustritt zu verhindern, wird der defekte Dampferzeuger sekundärseitig isoliert, indem die Armaturen der Frischdampfleitung manuell geschlossen werden. Systemtechnisch zählt der defekte Dampferzeuger dann nicht mehr zum Sekundärkreis, von dem er abgetrennt ist, sondern zum Primärkreis, mit dem er über das Leck hydraulisch verbunden ist.

7.5 Abkühlen der Anlage

Gemäß Betriebshandbuch wird die Anlage abgekühlt und drucklos gemacht. Die Drücke und Temperaturen auf der Primär- und Sekundärseite müssen so weit abgesenkt werden, dass der defekte Dampferzeuger geöffnet und repariert werden kann. Über die Frischdampf-Umleitstation wird der Sekundärdruck gemäß einer Abfahrkennlinie abgesenkt. Da hier aus technischen Gründen Sattdampfzustand herrscht, werden auch Sekundär- und Primärtemperaturen korrelierend abgesenkt. Der Primärdruck wird mit einem vorgegebenen Abstand dem Sekundärdruck nachgeführt mit dem Ziel, die weitere Nachwärmeabfuhr durch die Not- und Nachkühlsysteme übernehmen zu können.

- Da der defekte Dampferzeuger sekundärseitig abgesperrt ist, nimmt er nicht mehr direkt am Abkühlvorgang der Frischdampf-Umleitstation teil. Dementsprechend sinken hier die Temperatur und der Druck stark verzögert ab. Durch den höheren Druck strömt Deionat über das Leck in den Reaktorkühlkreislauf, wo es durch die laufenden Hauptkühlmittelpumpen mit dem borhaltigen Primärkühlmittel vermischt wird und somit unschädlich bleibt. Falls die Hauptkühlmittelpumpen jedoch ausgefallen oder durch die eigenen Schutzkriterien abgeschaltet wurden, besteht höchste Gefahr für das Schutzziel 1.

7.6 Endzustand

Die Nachkühlsysteme übernehmen die Nachwärmeabfuhr und das Leck kann im abgekühlten und drucklosen Zustand repariert werden.

8. Verlauf bei Ausfall der HKMP

Wie bereits angedeutet, besteht beim Störfall DEHL die Gefahr, dass die Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) ausfallen oder sogar über die eigenen Schutzkriterien abgeschaltet werden.

8.1 Mögliche Zusatzstörungen

Bei dem komplexen Vorgang des Druckangleichens kann nicht ausgeschlossen werden, dass sich die Primär- und Sekundärdrücke, aus welchen Gründen auch immer, unzulässig weit annähern. Ein weitgehendes Angleichen der Drücke ist gewollt und auch notwendig, um das Austreten von radioaktivem Kühlmittel durch das defekte Heizrohr auf die Sekundärseite und damit unvermeidlich an die Umwelt zu minimieren.

Durch dieses Angleichen der Drücke wird aufgrund thermodynamischer Gesetze der Siedeabstand im Primärkreis stark herabgesetzt. Damit entsteht die Gefahr, dass die Hauptkühlmittelpumpen in Kavitation laufen und durch eine der zahlreichen Schutzauslösungen automatisch abgeschaltet werden.

Durch die dann fehlende Zwangsumwälzung wird das Deionat, das während des Störfallablaufs aufgrund der Druckdifferenz durch das beschädigte Heizrohr vom defekten Dampferzeuger in den Primärkreis strömt, nicht mehr ausreichend mit borierterem Kühlmittel durchmischt. Es kann sich im unteren Bereich der Hauptkühlmittelleitung ansammeln. In diesem Bereich gibt es keine Absperrmöglichkeit in Richtung des Reaktorkerns. Somit kann der nicht-borierte bzw. nur schwach durchmischte Pfropfen nahezu geschlossen in den Reaktorkern eindringen. Dort wirkt das Deionat als Moderator für die Kettenreaktion und steigert die Reaktivität, so dass eine unkontrollierbare Überkritikalität ausgelöst werden kann. Schutzziel 1 ist somit gravierend verletzt.

Verstärkend kommt hinzu, dass die Anlage gemäß BHB abgekühlt wird und durch die zunehmende Dichte des kälteren Wassers die Reaktivität zusätzlich stark ansteigt. Zudem sind bei diesem Zustand die Steuerstäbe bereits eingefallen und stehen nicht mehr zur Begrenzung der ansteigenden Reaktivität und der Leistung zur Verfügung.

Da sich das Deionat konzentriert in einem der vier Loops angesammelt hat, und hauptsächlich in einen Quadranten des Kerns eintritt, kann nicht ausgeschlossen werden, dass es zu einer starken asymmetrischen Leistungsexkursion oder sogar - Explosion kommt. Dadurch können starke Querkräfte auf die Brennstäbe einwirken, für die sie nicht ausgelegt sind. Die Kerngeometrie kann beschädigt und die Nachkühlfähigkeit behindert werden. Nach dem derzeitigen Stand der Untersuchungen kann nicht ausgeschlossen werden, dass ein solcher Störfallverlauf zu einer extremen Leistungsexkursion oder sogar zu einem Kernschmelzunfall führen kann.

8.2 Bisherige Analysen und Versuche

Viele Institutionen, u. a. die Reaktorsicherheitskommission, haben sich mit diesem Szenario beschäftigt und konnten nicht nachweisen, dass eine unbeherrschbare

Überkritikalität mit Sicherheit ausgeschlossen werden kann. Im Gegenteil: Aus Untersuchungsberichten und insbesondere einer Analyse unter der unrealistischen Annahme eines geschlossenen Reaktorsystems /Lit. 12/ lässt sich ableiten, dass bei realistischen Annahmen eine extrem starke Gefährdung besteht. Auf diesen wichtigen Aspekt wird weiter unten detaillierter eingegangen.

8.3 Eintrittswahrscheinlichkeit von Zusatzstörungen

Um die Aktivitätsfreisetzung möglichst gering zu halten, werden die Drücke von Reaktorkühlkreislauf und Sekundärkreislauf automatisch so weit wie zulässig angeglichen. Damit dies sicher gelingt, müssen eine Vielzahl von Messungen korrekt sein, Automaten und Armaturen präzise funktionieren und Handeingriffe des Betriebspersonals ordnungsgemäß erfolgen. Durch eine Vielzahl möglicher Ursachen kann es bei diesem komplexen Vorgang zum Ausfallen der Hauptkühlmittelpumpen kommen, zumal diese Maßnahmen nicht konsequent gemäß einem Ernstfall geprüft werden können.

Mehrere Ursachen sind in den Kernkraftwerken während des komplizierten Vorgangs der Druckangleichung denkbar, die zu einer zu starken Annäherung von Primär- und Sekundärdrücken und somit zum automatischen Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen führen können, z. B:

- driftende, bzw. abweichende Druckmessungen der Primärseite, evtl. auch beeinflusst durch die Transiente beim Abschaltvorgang
- verzögertes Schließen der Sprüharmaturen
- zu hohe Toleranzen bei der Einstellung der Sollwerte der Absprühautomaten
- Undichtigkeiten der Absprüharmaturen, z. B. wenn sich Korrosionsprodukte in der Sprühleitung, die dieser extremen Belastung im Ernstfall erstmalig ausgesetzt ist, lösen und auf die Dichtflächen der Armaturen setzen
- Schwergängigkeit oder Klemmen der fast nie benutzten Absprüharmaturen, die zu einem Ansprechen der Drehmomentauslösung und somit zum Schalterfall und Hängenbleiben der Armatur führen kann
- ungenaues Nachführen oder auch Überschwingen des Primärdruckes durch manuelle Maßnahmen des Betriebspersonals
- ungenaue Druckmessungen der Sekundärseite
- Überschwingen der nicht sicherheitstechnisch ausgelegten Frischdampf-Umleitstation während des schnellen Öffnungsvorgangs oder auch während des Abfahrens der Anlage gemäß Kennlinie
- ungenau eingestellte Abfahrkennlinie der Frischdampf-Umleitstation
- ganz allgemein ungenaue oder fehlerhafte Handmaßnahmen des Betriebspersonals auf der Primär- oder Sekundärseite

Diese Aufzählung erhebt keineswegs einen Anspruch auf Vollständigkeit der möglichen Zusatzstörungen. Sie zeigt aber, dass sowohl viele automatische Maßnahmen von technischen Einrichtungen, die zum Teil nicht sicherheitstechnisch ausgelegt sind, als auch präzise Handeingriffe des Betriebspersonals für eine sichere Beherrschung erforderlich sind. Aus technischen und wirtschaftlichen Gründen können diese vielen Maßnahmen nicht konsequent gemäß einem Ernstfall geprüft werden.

Somit muss die Eintrittswahrscheinlichkeit einer Zusatzstörung mit Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen als relativ hoch angesehen werden. Auch wurde von den KKW-Institutionen nie die Wahrscheinlichkeit für das Ausfallen der Hauptkühlmittelpumpen ernsthaft bestritten, denn einerseits muss dies z. B. im Notstromfall bereits formal betrachtet werden, und andererseits war das Ausfallen der Hauptkühlmittelpumpen beim Störfall von Three Miles Island mit einer Ursache für den damaligen Kernschmelzunfall.

8.4 Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen

Die Hauptkühlmittelpumpen sind ausgelegt für die Zustände 158 bar und etwa 290° Celsius mit einem Sattedampfdruck von 75 bar und haben somit im Normalbetrieb einen sicheren Abstand von etwa 80 bar zur Dampfbildung, wodurch Kavitation sicher vermieden wird.

Beim Dampferzeuger-Heizrohrleck sinkt dieser Abstand bis auf ca. 5 bar mit dem erheblichen Risiko, das infolge von Schwankungen, Messtoleranzen oder mehrfach möglichen anderen Bedingungen noch geringere Siedeabstände auftreten können. Dabei besteht ein hohes Risiko, dass sich an den Schaufeleintritten, wo das Kühlmittel stark beschleunigt wird, Dampfblasen bilden, die dann in der Pumpe bei dem höheren Druck schlagartig zusammenbrechen, wodurch Kavitation entsteht. Dieser Effekt kann zur Beschädigung der Pumpen führen. Ein sicherer Betrieb der Pumpen

ist bei diesen Zuständen nicht mehr gegeben, zumal diese Betriebsweise nicht unter realistischen DEHL-Bedingungen hinreichend getestet werden kann, da eine Beschädigung der Pumpen extrem teuer wäre.

Besonders empfindlich sind die technisch hochentwickelten Hochdruckdichtungen, die an der sich drehenden Welle der Pumpe den enormen Druck von 158 bar auf nahezu Umgebungsdruck abbauen. Diese Dichtungen sind sehr gefährdet und werden durch die Pumpenschutzautomatiken überwacht. Bei geringsten Abweichungen werden die Pumpen automatisch durch Schutzlösung abgeschaltet und können auch nicht sofort wieder eingeschaltet werden.

8.5 Ablauf bei Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen

Bei Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen sind mehrere Varianten des weiteren Verlaufs in Abhängigkeit von Ursachen, Zeitabläufen, Handeingriffen usw. möglich. Im Folgenden wird ein Ablauf beispielhaft skizziert.

Um Überhitzen und Kernschmelzen zu vermeiden, muss bei abgeschalteten HKMP die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern durch Naturumlauf über die drei intakten Dampferzeuger in die FD-Umleitstation erfolgen. Der defekte Dampferzeuger wird abgesperrt, um weiteren Austritt von Radioaktivität zu verhindern.

Der Abkühlvorgang und die Druckabsenkung des Primär- und des Sekundärsystems über die drei intakten Dampferzeuger und die FD-Umleitstation werden manuell eingeleitet. Der defekte Dampferzeuger wird sekundärseitig abgesperrt und nimmt nicht mehr an der Temperaturabsenkung teil. Dadurch wird der Naturumlauf in dem zugehörigen Loop unterbrochen, da sich die höchste Temperatur in den oberen Bögen der DE-Heizrohre befindet.

- Der Druck im defekten Dampferzeuger bleibt während des Abfahrvorganges höher als im RKL. Dadurch strömt nicht aufboriertes Deionat aus diesem Dampferzeuger über das defekte Heizrohr in den RKL. Zwischen dem Leck und dem Reaktordruckbehälter besteht keinerlei Absperrmöglichkeit. Ein Eindringen des Deionats in den Reaktorkern kann somit nicht mehr sicher verhindert werden.
- Es ist die Frage zu stellen, ob dieser Effekt grundsätzlich im Betriebshandbuch beschrieben ist, ob er den Reaktoroperatoren, den Krisenstabmitarbeitern und dem Kraftwerksmanagement überhaupt bekannt ist.

8.6 Mögliche Auswirkungen

Durch das Eindringen von nicht oder nicht hinreichend mit Bor durchmischem Deionat in den Reaktorkern kann es zu höchst gefährlichen Situationen führen:

- Leistungsexkursion, Dampfblasenbildung, schlagartige Druckerhöhung mit unbekanntem Folgeschäden, starke Querkräfte auf die Brennstäbe, Beschädigung der Kerengeometrie mit unbekanntem Auswirkungen auf die Reaktivität und die Nachkühlfähigkeit, evtl. Kernschmelzen, unkontrollierbare Aktivitätsfreisetzung.

Ein vergleichbarer Zustand kann auch bei einem zusätzlichen Notstromfall eintreten, der gemäß kerntechnischem Regelwerk stets berücksichtigt werden muss.

8.7 Nicht beherrschbare Überkritikalität, Nachweis anhand der Analyse mit der theoretischen Annahme eines geschlossenen RKL-Systems

Viele theoretische Analysen und praktische Tests an Versuchsreaktoren haben nicht den Nachweis erbringen können, dass ein Störfall DEHL mit Ausfall der HKMP beherrschbar ist. Die umfangreichen Untersuchungen und Tests an Versuchsreaktoren im Auftrag des BMUB können hier nicht im Einzelnen aufgeführt werden, gleichwohl können sie anhand der Literatur nachvollzogen werden (Ein Ausschnitt der diesbezüglichen Literatur ist im Anhang aufgeführt.) Bei all diesen umfangreichen und kostenintensiven Untersuchungen wurden allerdings keine BMUB-unabhängigen Experten einbezogen. Ihnen wurden vom BMUB lediglich im Nachhinein fertig gestellte, umfangreiche Papiere zur Verfügung gestellt, die von den unabhängigen Experten mit eigenen, persönlich aufzubringenden Ressourcen nicht komplett nachvollzogen werden konnten.

Einige wesentliche Fakten sollen hier zusammengefasst werden:

Literatur, Analysen und Versuche von GRS und RSK sowie anderen von BMUB beauftragten Institutionen:

- Die Wahrscheinlichkeit für das Ausfallen der HKMP wird auch von den von BMUB beauftragten Institutionen nicht bestritten. /Lit.9, 10, 12/
- Gemäß RSK wird unter bestimmten Bedingungen ein Reaktor wieder kritisch, wenn die Borkonzentration 600 ppm unterschreitet. /Lit. 21/
- RSK fordert eine Mindest-Borkonzentration von 850 ppm /Lit. 21 / zur Sicherstellung der Unterkritikalität. Diese Werte gelten bei hohen Temperaturen von ca. 300 °C; bei einem DEHL wird die Anlage gemäß BHB abgekühlt, wodurch die Reaktivität noch weiter erheblich zunimmt und eine unkontrollierte Überkritikalität weiter ansteigen kann.
- GRS errechnet in seiner Analyse zu diesem Störfall einen minderborierten Pfropfen von 8.000 kg mit einer Borkonzentration von 88 ppm /Lit. 2/ Somit wird bereits bei dieser Analyse der kritische Wert extrem unterschritten und eine unvermeidliche Überkritikalität scheint unvermeidlich, auch wenn die errechnete Masse von 8.000 kg nicht den gesamten Reaktorkern ausfüllt.
- Das mögliche Volumen und somit der gefährliche Deionatpfropfen im Bereich des Loops kann sich deutlich größer entwickeln als von GRS unterstellt. Alleine das zugehörige Austrittsplenarium des Dampferzeugers kann zusätzlich 6.000 kg Deionat enthalten. /Lit. 9/
- Obwohl die GRS-Analyse /Lit. 2/ lediglich einen einzigen Störfallverlauf unterstellt, der keineswegs eine konservativer Betrachtung entspricht und zusätzlich nachweisbare betriebliche Mängel aufweist, zeigt sie, dass selbst bei optimistisch und nicht nachweisbaren Vermischungsannahmen die von der RSK geforderte Mindestborkonzentration nicht eingehalten werden kann.

1. Schlussfolgerung:

Aus diesen Werten ergibt sich eindeutig, dass bei einem Dampferzeugerheizrohleck in einem realen Kernkraftwerk ein nicht beherrschbarer nuklearer Unfall nicht ausgeschlossen werden kann.

Nachdem unabhängige Experten trotz geringer Ressourcen immer wieder gravierende Mängel der Untersuchungen nachweisen konnten, haben das BMUB und die Reaktorsicherheitskommission auf die theoretische Analyse /Lit. 12/ „Abschätzung der Borkonzentration für eine Grenzbetrachtung auf Basis einer einfachen Massenbilanz, Datum 10.09.2014“ zurückgegriffen und diese Analyse als „abdeckend“ gewertet.

Jedoch gerade diese Abschätzung liefert einen weiteren Nachweis, dass ein Störfall DEHL mit Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen mit einer ernstzunehmenden Wahrscheinlichkeit zu unkontrollierbaren Überkritikalität und somit zu einem nicht beherrschbaren nuklearen Unfall führen kann:

- Der RSK-Ausschuss Anlagen- und Systemtechnik kommt zu folgendem Fazit (Zitat): „Insgesamt kann aus Sicht des Ausschusses daher festgestellt werden, dass bei Ansatz der beschriebenen Grenzbetrachtung ein ausreichender Abstand zur Kritikalität bleibt.“ (Zitat-Ende). /Lit. 9/
- Dieser Ansatz kann aber für eine Realanlage nicht aufrechterhalten werden. Denn die genannte Grenzbetrachtung /Lit.12/ geht theoretisch von einem geschlossenen RKL aus, bei dem keine Auspeisung existiert. Zitat aus /Lit. 12/: „Ein nennenswerter Abfall der mittleren Borkonzentration ist daher nur für den Fall möglich, dass ein Kühlmittelaustausch nicht möglich ist, d. h. das Volumenregelsystem nicht verfügbar ist. Dies wird im Folgenden unterstellt“ (Zitat-Ende).
- Diese Unterstellung ist aus zwei Gründen nicht relevant:
 1. Die „mittlere Borkonzentration“ ist bei ausgefallenen HKMP vollkommen unbedeutend, da ein konzentriert angesammelter Deionatpfropfen die Gefährdung der Unterkritikalität darstellt und nicht der Mittelwert.
 2. In einem realen Kernkraftwerk ist das Volumenregelsystem immer in Betrieb. Insbesondere bei einem DEHL ist dieses System zwingend erforderlich, um den Störfall überhaupt gemäß BHB beherrschen zu können.
- In der theoretischen Grenzbetrachtung wird unterstellt, dass nur so viel Deionat nachgespeist werden kann, wie Volumen infolge der Kontraktion des abkühlenden Kühlmittels frei wird. Diese Unterstellung ist in einer Realanlage keineswegs zutreffend.
- Die genannte Grenzbetrachtung kommt selbst zu dem Schluss, dass sogar unter diesen unzulässig optimistischen und unrealistischen Annahmen nur eine geringe Unterkritikalität von $< - 1\%$ errechnet wird. Zitat aus /Lit. 12/: „Die zusätzliche Berücksichtigung des Dichteunterschiedes zwischen dem minderborierten Pfropfen und dem umgebenden Kühlmittel bei der Vermischung führt für diesen Fall zu einer Unterkritikalität von $< - 1\%$ “ (Zitat-Ende)

- Somit ist eindeutig, dass bei zusätzlicher Ausspeisung, wie sie in einem realen Kernkraftwerk immer vorliegt, sehr viel mehr Deionat eingespeist wird. Also wird sehr viel mehr Reaktivität zugeführt und der Reaktor kann mit Sicherheit nicht unterkritisch gehalten werden.
- Selbst bei einer angenommenen, jedoch nicht nachweisbaren Vermischung kommt die Grenzbetrachtungs-Analyse bei der unrealistischen Annahme eines geschlossenen RKL-System zu lediglich einer Unterkritikalität von kleiner 1 %!

2. Schlussfolgerung:

Auch nach dieser Grenzbetrachtung ergibt sich eindeutig, dass bei einem Dampferzeugerheizrohleck in einem realen Kernkraftwerk ein nicht beherrschbarer nuklearer Unfall nicht ausgeschlossen werden kann.

Hier sei noch einmal erwähnt, dass zwischen dem Heizrohleck und dem Reaktorkern keinerlei Absperrmöglichkeiten existieren und dass die Steuerstäbe bei diesen Betrachtungen bereits eingefallen sind und somit nicht mehr zur Neutronenflussbegrenzung zur Verfügung stehen.

Die vom BMUB und RSK theoretisch herangezogene Grenzbetrachtung liefert den Beweis, dass sich ein Störfall Dampferzeugerheizrohleck bei Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen zu einem nicht beherrschbaren nuklearen Unfall entwickeln kann.

Bisher weigerten sich die beteiligten Institutionen, die im Auftrag des BMUB mit großem Aufwand und unter enormen Kosten die Analysen und Tests durchgeführt haben, die möglichen Folgen dieser Erkenntnisse in Zusammenarbeit mit unabhängigen Experten weiter zu untersuchen.

9. Fazit

Aus den vielfältigen, oben genannten Zusammenhängen ergibt sich, dass eine Betriebsgenehmigung für ein Kernkraftwerk mit Heizrohrschäden, wie sie in GKN II vorliegen, nicht zu verantworten ist.

Literaturverzeichnis

1. **RSK-Stellungnahme** (460. Sitzung der Reaktorsicherheitskommission am 29.08.2013), RSK-Verständnis der Sicherheitsphilosophie
2. **GRS-Analyse** „Risiko durch Deionatpfropfen beim Dampferzeugerheizrohrleck in einem DWR“, Stellungnahme zum Schreiben des Energiebüro Gorxheimertal, Dipl.-Ing. Helmut Mayer, Pointner, 16.09.2013,
3. **ISR, „Stellungnahme** zu Stellungnahme Pointner, GRS 16.09.2013, ...“, Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften, Universität für Bodenkultur Wien, Dr. Nikolaus Müllner, 05.02.2014
4. **EnBG, Beschreibung** des Störfalls Dampferzeuger-Heizrohrleck (DEHL) mit einfacher Zusatzstörung, Helmut Mayer, Energiebüro Gorxheimertal, 24.03.2014
5. **GRS, Risiko** einer Rekritikalität durch einen Deionatpfropfen beim Dampferzeugerheizrohrleck in einem Druckwasserreaktor, Präsentation, 97. Sitzung des RSK-Ausschusses AST, W. Pointner, 08.05.2014
6. **RSK, Ergebnisprotokoll** der 466. Sitzung am 22.05.2014, Reaktor-Sicherheitskommission, gebilligt am 26.06.2014
7. **ISR, Schlussfolgerungen** nach der 97.AST-Sitzung, 8.5.2014, zu „Risiko durch Deionatpfropfen beim Dampferzeugerheizrohrleck in einem DWR“, Dr. Nikolaus Müllner, Institut für Sicherheits- und Risikowissenschaften, Universität für Bodenkultur Wien, 30. Juni 2014
8. **RSK-AST, Ergebnisprotokoll** der 97. Sitzung am 08./09.05.2014, RSK-Ausschuss ANLAGEN-UNDSYSTEMTECHNIK, gebilligt am 17.07.2014
9. **RSK-AST, Stellungnahme** des RSK-Ausschusses ANLAGEN- UND SYSTEMTECHNIK, Ausbildung und Auswirkungen eines Deionatpfropfens beim Dampferzeugerheizrohrleck, 11.12.2014
10. **RSK/ESK-Geschäftsstelle, Anhang** zum Protokoll der 103. Sitzung des Ausschusses Anlagen und Systemtechnik am 18.12.2014
11. **RSK-Stellungnahme** (447. Sitzung am 03.05.2012), Zu unterstellende Leckagen an Dampferzeuger(DE)Heizrohren, Mehrfachbruch/Lecköffnungen wanddickengeschwächter DE-Heizrohre
12. **Ökoinstitut Darmstadt und Physikerbüro Bremen, Abschätzung** der minimalen Bormischkonzentration beim Dampferzeugerheizrohrleck-Störfall mit Grenzbetrachtung auf Basis einer einfachen Massenbilanz, Brettner/Pistner vom 10.9.2014
13. **BMUB, Risiko** durch Deionatpfropfen in Druckwasserreaktoren, Anhörung der 97. Sitzung des RSK-Ausschusses „Anlagen- und Systemtechnik“ am 08.05.2014, M. Albrecht, 10.02.2015
14. **EnBG, „Risk of Uncontrollable Re-Criticality due to a Steam Generator Tube Rupture“**, Helmut Mayer, Energiebüro Gorxheimertal, 12. Juni 2015
15. **BÜNDNIS 90/DIE GRÜNEN, Kleine Anfrage** an die Bundesregierung, „Mögliche Störfallszenarien in Druckwasserreaktoren infolge eines Dampferzeuger-Heizrohrlecks“, Deutscher Bundestag, Drucksache 18/8753, Katrin Göring-Eckardt, Dr. Anton Hofreiter und Fraktion, 01.06.2016

16. **TÜV-Prüfbericht:** „Stellungnahme zum Wiederauffahren nach der Revision 2019“ v. 12. September 2019
17. **IAEA**, Operating Procedures For Abnormal Conditions, Vienna, 4. – 15. October 1982
18. **INRAG Working Paper**, Nuclear Safety and Security during a Pandemic, (24.04.2020)
19. **Schreiben des Ministeriums** für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg v. 26. März. 2020 [AZ: 3-4651 32-110]
20. **RSK-Stellungnahme** 428. Sitzung, Schäden an Dampferzeuger(DE)-Heizrohren durch Spannungsrisskorrosion – Ursache und Nachweis, 15.07.2010
21. **RSK-Stellungnahme**, 44. (Sitzung am 05.04.2012), Empfehlungen zur maximal zulässigen kritischen Borkonzentration zur Sicherstellung der Unterkritikalität
22. **Umweltministerium Baden-Württemberg**, GKN II – Schäden an Dampferzeuger-Heizrohren in der Revision 2019, Schreiben an AG Atomerbe Neckarwestheim, 11.12.2019