

**Forschungsarbeiten
zur Ermittlung der
Wirksamkeit von
Notfallmaßnahmen
für eine DWR-
Referenzanlage**

Forschungsarbeiten zur Ermittlung der Wirksamkeit von Notfallmaßnahmen für eine DWR- Referenzanlage

Sebastian Band
Thomas Steinrötter
Stefan Wenzel

Februar 2022

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4717R01335 durchgeführt.

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

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

Deskriptoren

AC², DWR, Notfallmaßnahmen, Sensitivitätsanalysen, SUSA, Unfallabläufe

Kurzfassung

Nach den Kernschmelzunfällen in den Blöcken 1 bis 3 der Anlage Fukushima Daichii wurde von der Deutschen Reaktorsicherheitskommission (RSK) die Optimierung des anlageninternen Notfallschutzes für deutsche Kernkraftwerke gefordert. Neben der Erweiterung des präventiven Notfallschutzes, wie z. B. die Implementierung von mobilen Dieselgeneratoren und Pumpen, wurde zudem die Einführung eines anlagenspezifischen „Severe Accident Management Guidelines (SAMG)“-Konzeptes für alle deutschen Kernkraftwerke gefordert, das für verschiedene Anlagenzustände unterschiedliche Maßnahmen/Strategien zur Minderung der Auswirkungen von Kernschmelzunfällen enthält. Derartige Konzepte sind heute in allen deutschen in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken umgesetzt und im so genannten „Handbuch mitigativer Notfallmaßnahmen (HMN)“ dokumentiert.

Ziel dieses im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) durchgeführten Vorhabens ist die Analyse der Wirksamkeit von realisierten Erweiterungen des in den deutschen Kernkraftwerken bereits im Notfallhandbuch (NHB) bestehenden anlageninternen Notfallschutzes (ertüchtigte präventive und mitigative Notfallmaßnahmen) sowie der Berücksichtigung von „Severe Accident Management Guidelines (SAMG)“, die für die deutschen Anlagen zusätzlich zum existierenden anlageninternen Notfallkonzept realisiert wurden. Es werden anhand von zwei ausgewählten Kernschmelzunfallszenarien einer deutschen DWR-Referenzanlage die Wirksamkeit der durchgeführten Erweiterung des anlageninternen präventiven Notfallschutzes sowie die Wirksamkeit von ausgewählten SAMG-Maßnahmen durch Unfallanalysen mit dem GRS-Programm AC² und unter Verwendung von Sensitivitätsanalysen für diese Szenarien aufgezeigt und bewertet. Für letztere findet das GRS Unsicherheitsanalyseprogramm SUSAs (Software for Uncertainty and Sensitivity Analysis) Anwendung.

Die Unfallabläufe des langfristigen Station Blackout (SBO) sowie des kleinen Lecks mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen werden zuerst mit dem Stand des anlageninternen Notfallschutzes analysiert, wie er in der DWR-Referenzanlage bis zu den Fukushima-Ereignissen vorlag. Bei diesen Analysen werden zusätzliche Ausfälle postuliert, die die Wirksamkeit der bereits implementierten Notfallmaßnahmen beeinträchtigen, wie z.B. die nicht Verfügbarkeit der mobilen Dampferzeuger-Bespeisung bei der Durchführung der Maßnahmen der sekundärseitigen Druckentlastung. Der SBO wird zur Analyse der präventiven und das kleine Leck mit Mehrfachausfällen für die Untersuchung der mitigativen Notfallmaßnahmen herangezogen. Diese analysierten Szenarien,

die als Basisfälle betrachtet werden, werden um ausgewählte zusätzliche Notfallmaßnahmen des erweiterten Notfallkonzeptes ergänzt und im Rahmen von Sensitivitätsanalysen analysiert. Dafür wird für jeden Ablauf jeweils ein Satz von mit Unsicherheiten behafteten Parametern definiert, die dann mit Hilfe des GRS-Programms SUSANA mittels „Monte-Carlo“-Analyse variiert werden. Für jede Unfallsequenz werden 80 Analysen mit unterschiedlichen Parametersätzen durchgeführt. Die Ergebnisse der Sensitivitätsanalysen werden mit den Ergebnissen des jeweiligen Basisfalls vergleichend bewertet, um die Wirksamkeit der ausgewählten zusätzlichen Notfallmaßnahmen zu bewerten.

Die Ergebnisse des Vorhabens zeigen eine erfolgreiche Anwendung von Sensitivitätsanalysen auf Unfallanalysen mit dem GRS-Systemcode AC² in Kombination mit dem GRS-Unsicherheitsanalyse-Tool SUSANA. Sie bestätigen im Wesentlichen die Ergebnisse des BMU-Vorläufervorhabens 3613R01397, dass die nach den Fukushima-Unfällen durchgeführten und hier untersuchten Erweiterungen des anlageninternen Notfallschutzkonzeptes der DWR-Referenzanlage durch neue präventive und mitigative Maßnahmen einen weiteren Fortschritt bezüglich der Prävention bzw. Mitigation von Unfallabläufen darstellen.

So zeigen die Untersuchungen zu den neuen präventiven Einspeisemöglichkeiten beim SBO für ein speziell unterstelltes Szenario, die durch die Verwendung von zwei mobilen Dieselgeneratoren zur Verfügung stehen, dass unter bestimmten Randbedingungen, wie z. B. ausreichend schnelle Einsatzbereitschaft der mobilen Dieselgeneratoren und geeignete Auswahl der Anzahl der Pumpen, der Reaktorkühlkreislauf soweit wiederaufgefüllt werden kann, dass ein Kernschaden vermieden wird und das Kreislaufkühlen mit einer Not-Nachkühlkette eingeleitet und damit die Anlage in einen kontrollierten gekühlten Zustand überführt werden kann. Für die untersuchten mitigativen Maßnahmen des HMN, der Referenzanlage zur Einspeisung von Kühlmittel aus betrieblichen Systemen, mit dem Ziel das Reaktordruckbehälter(RDB)-Versagen zu vermeiden bzw. hinauszuzögern, zeigen die Sensitivitätsanalysen, dass das RDB-Versagen durch die zusätzlichen mitigativen Maßnahmen des HMN in vielen Fällen vermieden bzw. im Vergleich zum jeweiligen Basisfall verzögert werden kann.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
1	Einleitung	1
2	Aufarbeitung des für das Vorhaben relevanten Standes von Wissenschaft und Technik (Arbeitspaket 1)	5
3	Festlegung der unsicheren Parameter und Vorbereitung Sensitivitätsanalysen (Arbeitspaket 2).....	7
3.1	Festlegung der unsicheren Parameter und deren Verteilungen	7
3.2	Programmtechnische Umsetzung automatisierter AC ² -Simulationen	15
3.3	Ermittlung des Stichprobenumfangs	17
4	Sensitivitätsanalysen zum Unfallablauf Station Blackout (Arbeitspaket 3).....	21
4.1	Beschreibung AC ² -Eingabedatensatz	21
4.2	Modifikationen AC ² -Datensatz	26
4.3	Basisfall Station Blackout (SBO).....	29
4.3.1	Randbedingungen des langfristigen SBO-Basisfalls	30
4.3.2	Analyseergebnisse langfristiger SBO-Basisfall	30
4.3.3	Ergebnisvergleich AC ² mit MELCOR	37
4.4	Ereignis langfristiger SBO mit ausgewählten neuen präventiven Notfallmaßnahmen	39
4.4.1	Berücksichtigte neue präventive Maßnahmen	40
4.4.2	Analyseergebnisse Sensitivitätsanalysen SBO mit präventiven Maßnahmen	40
4.4.3	Bewertung Sensitivitätsanalysen zum SBO	43
5	Sensitivitätsanalysen zum Unfallablauf „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen“ (Arbeitspaket 4).....	45
5.1	Modifikationen AC ² -Datensatz	45

5.2	Basisfall „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“	45
5.2.1	Randbedingungen des Basisfalls	46
5.2.2	Analyseergebnisse Basisfall „kleines Leck“	46
5.2.3	Ergebnisvergleich AC ² mit MELCOR	52
5.3	Ereignis „Kleines Leck“ mit ausgewählten mitigativen Maßnahmen des HMN	54
5.3.1	Berücksichtigte neue mitigative Maßnahmen des HMN	54
5.3.2	Analyseergebnisse Sensitivitätsanalyse zum kleinen Leck	54
5.3.3	Bewertung Sensitivitätsanalysen kleines Leck	57
6	Erweiterung der Sicherheitsbehältermodellierung mit mitigativen Notfallmaßnahmen und Durchführung von Analysen zum Szenario „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“ (Arbeitspaket 5).....	59
6.1	Zuschalten der Umluftkühler	62
7	Bewertung des ertüchtigten anlageninternen Notfallkonzeptes der DWR-Referenzanlage unter Berücksichtigung von Sensitivitätsanalysen (Arbeitspaket 6).....	67
8	Zusammenfassung	69
	Literaturverzeichnis.....	73
	Abbildungsverzeichnis.....	75
	Tabellenverzeichnis.....	81
	Glossar/Abkürzungen/Stichwortverzeichnis	83
A	Analyseergebnisse für das Ereignis „Station Blackout (SBO)“	85
A.1	Analyseergebnisse „SBO-Basisfall“ (Stand der anlageninternen Notfallmaßnahmen in der Referenzanlage bis Fukushima)	85
A.2	Analyseergebnisse Sensitivitätsanalysen zum „SBO“ (mit ausgewählten zusätzlichen präventiven Notfallmaßnahmen des NHB) ..	100

B	Analyseergebnisse für das Ereignis „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen“	103
B.1	Analyseergebnisse „Basisfall Kleines Leck“ (Stand der anlageninternen Notfallmaßnahmen bis Fukushima)	103
B.2	Analyseergebnisse „Kleines Leck“ (mit ausgewählten zusätzlichen mitigativen Notfallmaßnahmen des HMN).....	119

1 Einleitung

Nach den Kernschmelzunfällen in den Blöcken 1 bis 3 der Anlage Fukushima Daichii wurde von der Deutschen Reaktorsicherheitskommission (RSK) die Optimierung des anlageninternen Notfallschutzes für deutsche Kernkraftwerke gefordert /RSK 12/, /BMU 14/. Neben der Erweiterung des präventiven Notfallschutzes, wie z. B. die Implementierung von mobilen Dieselgeneratoren und Pumpen, wurde zudem die Einführung eines anlagenspezifischen „Severe Accident Management Guidelines (SAMG)“-Konzeptes für alle deutschen Kernkraftwerke gefordert, das für verschiedene Anlagenzustände unterschiedliche Maßnahmen/Strategien zur Minderung der Auswirkungen von Kernschmelzunfällen enthält. Derartige Konzepte sind bis dato in allen deutschen in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken umgesetzt und im so genannten „Handbuch mitigativer Notfallmaßnahmen (HMN)“ dokumentiert.

In dem BMU-Vorhaben 3613R01397, das zwischen September 2013 und Juni 2015 in der GRS bearbeitet wurde /GRS 15/, wurden für eine DWR-Referenzanlage ausgewählte Erweiterungen des anlageninternen Notfallschutzkonzeptes, die im Nachgang zu Fukushima dort zusätzlich zum bereits bestehenden Notfallschutzkonzept realisiert wurden, mittels deterministischer Unfallanalysen untersucht, um ihre Wirksamkeit zu quantifizieren. Bei den untersuchten Erweiterungen handelte es sich sowohl um neue präventive als auch neue mitigative Notfallmaßnahmen. Letztere Maßnahmen sind Teil des HMN der DWR-Referenzanlage. Die deterministischen Unfallanalysen wurden in diesem Vorläufervorhaben mit dem integralen Unfallanalyseprogramm MELCOR durchgeführt. Die Analysen zeigten u. a., dass die Wirksamkeit derartiger Maßnahmen sowohl vom Zeitpunkt ihrer Einleitung als auch von der Reihenfolge der verschiedenen Maßnahmen abhängen. Des Weiteren zeigten einige Analysen die Limitierung der thermohydraulischen Modellierung des Integralcodes MELCOR.

Im Rahmen dieses Vorhabens werden Sensitivitätsanalysen zu ausgesuchten Maßnahmen des Vorgängervorhabens durchgeführt sowie neue Maßnahmen des HMN, die dort im Wesentlichen zur Minimierung der Aktivitätsfreisetzung vorhanden sind, detailliert durch Simulationsrechnungen untersucht. Durch die Variation von ausgesuchten Parametern, die einen wesentlichen Einfluss auf die Analyseergebnisse haben, werden Bandbreiten für die Analyseergebnisse, die zur Bewertung der Wirksamkeit der einzelnen Maßnahmen bzw. des Erreichens des jeweiligen Nachweiszieles herangezogen werden, ermittelt. Dafür wird der GRS-Systemcode AC² (Kopplung der Programme ATHLET-CD 3.2.1 (Rev. 9510) und COCOSYS 3.0.1 (Rev. 8882)) eingesetzt, der im

Vergleich zum MELCOR-Programm detailliertere Thermohydraulik-Modelle einsetzt und somit auch die bereits o. g. Begrenzungen bei den Analysen des Vorgängervorhabens aufhebt.

Die Arbeiten dieses Vorhabens stellen eine erstmalige Anwendung der Methoden zur Erstellung von Sensitivitätsanalysen für Untersuchungen zum anlageninternen Notfallschutz deutscher Kernkraftwerke dar. Zudem ergeben sie eine Erweiterung des bereits in der GRS vorhandenen AC²-Eingabedatensatzes der DWR-Referenzanlage um die Modellierung der nach Fukushima realisierten neuen präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen. Des Weiteren werden durch die Sensitivitätsanalysen Bandbreiten für die Wirksamkeit der untersuchten Maßnahmen bzw. die Einhaltung der Nachweisziele (Übergang ins Kreislaufkühlen, Vermeidung Kernschmelzen, Vermeidung RDB-Versagen) ermittelt, die zukünftig zur Bewertung der Wirksamkeit der einzelnen Notfallmaßnahmen herangezogen werden können.

In Kapitel 2 wird der relevante Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) weiter um die während der Projektlaufzeit neu gewonnenen Erkenntnisse systematisch aufbereitet. Die durchgeführten Arbeiten zur Kopplung von AC² mit SUSA, zur Bestimmung der unsicherheitsbehafteten Parameter sowie zur Entwicklung einer Prozedur zur automatisierten Durchführung der Sensitivitätsanalysen sind in Kapitel 3 dokumentiert. Die Ergebnisse der Sensitivitätsanalysen für die Unfallabläufe ausgehend vom langfristigen „Station Blackout (SBO)“, welche zur Untersuchung eines möglichen Einsatzes der neuen präventiven Notfallmaßnahmen herangezogen werden, sind in Kapitel 4 dargestellt. Kapitel 5 enthält die Ergebnisse der Sensitivitätsanalysen zu den möglichen Unfallabläufen, die vom „Kleinen Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“ ausgehen. Diese werden zur Analyse ausgewählter mitigativer Notfallmaßnahmen des neuen SAMG-Konzepts der Referenzanlage verwendet. Für die beiden einleitenden Ereignisse wird in den vor genannten beiden Kapiteln zuerst der jeweilige Basisfall diskutiert, bei dem die entsprechenden Notfallmaßnahmen Berücksichtigung finden, die vor Fukushima in der Referenzanlage bereits realisiert waren. Die Basisfälle dienen als Maßstab im Vergleich mit den Unfallanalysen, bei denen zusätzlich die neuen präventiven (SBO) bzw. mitigativen Notfallmaßnahmen (kleines Leck) berücksichtigt werden. Anschließend werden für jeden Fall die Ergebnisse der Sensitivitätsanalysen diskutiert. Am Beginn des Kapitels 4 zum SBO werden zudem die im Projekt durchgeführten Optimierungen bzw. Ergänzungen am AC²-Datensatz der Referenzanlage aufgezeigt sowie der AC²-Datensatz kurz beschrieben. Derselbe Datensatz findet auch für den Fall des klei-

nen Lecks mit Mehrfachausfällen seine Anwendung, sodass die Beschreibung der Modifikationen und des Datensatzes in Kapitel 5 nicht wiederholt wird. Die Erweiterung der Sicherheitsbehältermodellierung um drei mitigative Notfallmaßnahmen des SAMG-Konzeptes zur Minimierung der Freisetzung von Radionukliden sowie deren Wirksamkeitsbewertung anhand von durchgeführten AC²-Analysen sind in Kapitel 6 dargestellt. Basierend auf den vorab diskutierten Ergebnissen erfolgt in Kapitel 7 eine Bewertung des ertüchtigten anlageninternen Notfallkonzeptes der Referenzanlage. Eine Zusammenfassung der Ergebnisse des Vorhabens wird in Kapitel 8 gegeben. Die Gesamtheit der Analyseergebnisse ist in den Anhängen A für den SBO und B für das kleine Leck zusammenfassend dargestellt.

2 **Aufarbeitung des für das Vorhaben relevanten Standes von Wissenschaft und Technik (Arbeitspaket 1)**

Zur Aufarbeitung des Standes von Wissenschaft und Technik wurden über die gesamte Vorhabenslaufzeit die einschlägige Fachliteratur sowie Fachkongresse hinsichtlich von Beiträgen zu Unsicherheits- bzw. Sensitivitätsanalysen auf dem Gebiet der deterministischen Unfallanalysen gesichtet.

Die umfassendste Untersuchung von Unfallabläufen unter Zuhilfenahme der Methode Unsicherheitsanalyse stellt das „**State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA)**“-Vorhaben /NRC 12/ dar, das von der U.S NRC für die amerikanischen Kernkraftwerke Peach Bottom (SWR), Surry (DWR; 3-Loop) und Sequoyah (DWR; 4-Loop mit Eis-Kondensator Sicherheitsbehälter) in Auftrag gegeben und mit Hilfe der Sandia National Laboratories (SNL) durchgeführt wurde. Die deterministischen Unfallanalysen gehen von einem nicht mitigierten langandauernden SBO-Unfallablauf aus und wurden für die drei Pilotanlagen mit dem integralen Unfallanalyseprogramm MELCOR durchgeführt. Die Unsicherheiten wurden hinsichtlich der Quellterme, die mit MELCOR berechnet wurden, sowie der radiologischen Konsequenzen in der Anlagenumgebung (Konsequenzanalyse), die mit MACCS simuliert wurden, berücksichtigt. Die Ergebnisse sind in verschiedenen Berichten für die SWR-Anlage /NRC 13/, /NRC 16/ sowie die beiden DWR-Anlagen /NRC 13a/, /NRC 19/, /NRC 19a/ dokumentiert. Eine zusammenfassende Kurzdarstellung ist in /NRC 19a/ gegeben.

In einschlägigen Fachzeitschriften wurden zudem Veröffentlichungen gefunden, in denen die Anwendung der Unsicherheits- bzw. Sensitivitätsanalyse bei Untersuchungen zu potenziellen Unfallabläufen in Kernkraftwerken beschrieben ist. In /POV 17/ wird eine Unsicherheitsanalyse hinsichtlich des Verhaltens eines generischen Mehrraum-Sicherheitsbehälters während eines Unfallablaufes ausgehend vom kleinen Leck beschrieben. Die Unfallanalysen wurden mit dem europäischen Integralcode ASTEC und in Kombination mit SUSA durchgeführt. Das Ziel der Untersuchung war die Darstellung des Einflusses der variierten Parameter auf die Thermohydraulik im Sicherheitsbehälter, wie z. B. Druck- und Temperaturentwicklung und Wasserstoffverteilung. Die vollständige Liste der mit Unsicherheiten behafteten Parameter ist im Anhang des Artikels gegeben. Die Untersuchung der Frühphase eines SBO in einer DWR-Anlage vom Typ Konvoi mittels Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse wird in /KOZ 17/ diskutiert. Hier wird mit dem GRS-Programm ATHLET-CD die erste Phase eines SBO-Unfallablaufes bis zum Beginn einer

relevanten Kernzerstörung untersucht. Diese Untersuchung zielt dabei auf die Darstellung des Einflusses der typischen präventiven Notfallmaßnahmen einer Konvoi-Anlage auf den zeitlichen Ablauf bis zur Kernzerstörung hin. In einer Tabelle werden auch hier die benutzten mit Unsicherheiten behafteten Parameter dargestellt. Die Evaluierung einer anlageninternen Notfallschutzstrategie für ein Brennelement-Lagerbecken einer südkoreanischen DWR-Anlage OPR1000 unter Zuhilfenahme von Parameterstudien (Sensitivitätsanalysen) ist in /KWA 18/ beschrieben. Für zwei verschiedene einleitende Ereignisse (Totalausfall BE-Beckenkühlung und Wasserverlust aus dem Becken) werden die Unfallabläufe unter verschiedenen Randbedingungen mit MELCOR berechnet. Als Notfallmaßnahme wird die externe Zuspeisung von Wasser in das Lagerbecken angenommen. Als Nachweisziele werden der zeitliche Unfallablauf sowie die Freisetzung von Radionukliden aus dem Becken verwendet. Ziel der Untersuchung war die Darstellung der Effektivität sowie der Erfolgsbedingungen für die Notfallmaßnahme der externen Zuspeisung. Der Unfallablauf im Block 2 der Fukushima Daiichi-Anlage wird in /GEN 18/ mit Hilfe der Sensitivitätsanalyse untersucht. Die Unfallanalysen für Block 2 wurde mit MELCOR 2.1 durchgeführt. Ziel der Sensitivitätsanalyse war es, genauere Informationen zum Unfallablauf zu generieren, wobei Parameter variiert wurden, die Einfluss auf das Verhalten des RCIC-Systems, die Ausbildung der Temperaturstratifizierung in der Kondensationskammer sowie die Wirksamkeit der Seewassereinspeisung haben.

Auch auf den jährlich stattfindenden CSARP/MCAP-Konferenzen, die von der U.S. NRC und den Sandia National Laboratories organisiert werden, konnten verschiedene Beiträge von internationalen Institutionen gesichtet werden, in denen unter anderem die Methodik der Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse zum Einsatz kommt.

Zusammenfassend ist festzustellen, dass die Anwendung der Methodik Unsicherheits-/Sensitivitätsanalyse auf Kernschmelzunfallabläufen stetig wächst. Dabei sind die Ziele der Untersuchungen neben der Bewertung des Einflusses von Unsicherheiten auf die Unfallabläufe sowie der Wirksamkeit von anlageninternen Notfallmaßnahmen insbesondere auch die Generierung von Genauigkeitsaussagen zu Quelltermanalysen.

3 Festlegung der unsicheren Parameter und Vorbereitung Sensitivitätsanalysen (Arbeitspaket 2)

Ziel des Arbeitspaketes ist die Durchführung der vorbereitenden Arbeiten für die durchzuführenden Sensitivitätsanalysen der Szenarien langfristiger SBO und kleines Leck mit Mehrfachausfällen. Es wird eine Methodik entwickelt, die eine automatisierte Durchführung der Sensitivitätsanalysen mit den Programmen AC² und SUSA ermöglicht.

3.1 Festlegung der unsicheren Parameter und deren Verteilungen

Für die durchzuführenden Unsicherheitsanalysen der oben genannten Unfallsequenzen werden die unsicheren Eingabeparameter, die Einfluss auf die Wirksamkeit der anlagen-internen Notfallmaßnahme oder das jeweilige Nachweisziel haben könnten, identifiziert. Für jeden betrachteten Unfallablauf wurde jeweils ein Satz an unsicheren Parametern erarbeitet. Für jeden der Parameter wurden zudem ein Wertebereich und eine zugehörige Wahrscheinlichkeitsverteilung festgelegt. Tab. 3.1 zeigt die Liste unsicherer Parameter mit Angaben zum Verteilungstyp, den Verteilungsparametern und dem Verteilungsbereich für die Unfallsequenz „Langfristiger Station Blackout (SBO)“. Tab. 3.2 zeigt die entsprechende Liste für die Unfallsequenz „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen“.

Die Unsicherheitsanalysen basieren auf Monte-Carlo-Simulationen, bei denen eine Mindestanzahl an AC²-Datensätzen zu erzeugen und anschließend zu berechnen ist, wobei jeder Datensatz zufällige und unterschiedliche Werte der unsicheren Parameter enthält. Die Erzeugung der Datensätze sowie die statistische Auswertung der Ergebnisschar erfolgt unter Anwendung des GRS-Programms SUSA /KLS 17/.

Da die Zielsetzung der statistischen Analyse den Charakter einer Sensitivitätsanalyse trägt und somit eine möglichst breite Ausleuchtung des Unsicherheitsbereiches angestrebt wird, wurde für den überwiegenden Teil der unsicheren Parameter eine Uniformverteilung gewählt. Nur für Parameter, für welche konkrete Kenntnis über die Verteilung vorlagen oder bekanntes Verhalten des Systems einer Uniformverteilung widerspricht, wurde von diesem Ansatz abgewichen. Die Stichprobenerzeugung erfolgte mittels der Latin-Hypercube-Sampling-Methode (LHS). Diese Methode erlaubt eine breite Abdeckung des Unsicherheitsbereiches bei gleichzeitiger Sicherstellung einer zufälligen Stichprobe. Dazu wird der Unsicherheitsbereich in eine Anzahl an Subintervallen unterteilt, aus denen entsprechend der vorgegebenen Wahrscheinlichkeitsverteilung Stichproben gezogen werden /KLS 17/.

Tab. 3.1 Parameterliste mit Angaben zum Verteilungstyp, den Verteilungsparametern und dem Verteilungsbereich der unsicheren Parameter im Simulationsfall „Langfristiger Station Blackout (SBO)“

Par.Nr.	Par. ID	Parameter Name	Einheit	Wert	Verteilungstyp	Verteilungsparameter 1	Verteilungsparameter 2	Minimum	Maximum	F(Min)	F(Max)	n
1	QTOT	Multiplikationsfaktor der Nachzerfallsleistung	-	1	Uniform	0.9	1.1	0.9	1.1	0	1	0
2	WLFMUO2	Wärmeleitfähigkeitsfaktor UO2	-	1	Uniform	0.88	1.12	0.88	1.12	0	1	0
3	WLFMZR	Wärmeleitfähigkeitsfaktor ZR	-	1	Uniform	0.9	1.1	0.9	1.1	0	1	0
4	WLFMZRO2	Wärmeleitfähigkeitsfaktor ZRO2	-	1	Uniform	0.9	1.1	0.9	1.1	0	1	0
5	CPLUO2	Wärmekapazitätsfaktor UO2	-	1	Uniform	0.88	1.12	0.88	1.12	0	1	0
6	CPLZR	Wärmekapazitätsfaktor ZR	-	1	Uniform	0.88	1.12	0.88	1.12	0	1	0
7	M-IDAM	Modelauswahl IDAM	-	1	Diskret			1	5	0	1	3
8	Time4prep	Zeitbedarf Vorbereitung SDE	s	2400	Uniform	2400	3000	2400	3000	0	1	0
9	NHB_DE1_4m	DE 1 Füllstand < 4m	m	4	Triangular	4		3.8	4.2	0	1	0
10	NHB_DE2_4m	DE 2 Füllstand < 4m	m	4	Triangular	4		3.8	4.2	0	1	0
11	NHB_DE3_4m	DE 3 Füllstand < 4m	m	4	Triangular	4		3.8	4.2	0	1	0
12	NHB_DE4_4m	DE 4 Füllstand < 4m	m	4	Triangular	4		3.8	4.2	0	1	0
13	NHB_Tg4_1	KMT ein Loop 1	°C	310	Uniform	300	320	300	320	0	1	0
14	NHB_Tg4_2	KMT ein Loop 2	°C	310	Uniform	300	320	300	320	0	1	0
15	NHB_Tg4_3	KMT ein Loop 3	°C	310	Uniform	300	320	300	320	0	1	0
16	NHB_Tg4_4	KMT ein Loop 4	°C	310	Uniform	300	320	300	320	0	1	0
17	NHB_DHLhi	Füllstand DH hoch	m	9.5	Uniform	9	10	9	10	0	1	0
18	Time2BSG1	Verzögerung vor SG1 Bleed	s	300	Uniform	180	420	180	420	0	1	0

Par.Nr.	Par. ID	Parameter Name	Einheit	Wert	Verteilungstyp	Verteilungsparameter 1	Verteilungsparameter 2	Minimum	Maximum	F(Min)	F(Max)	n
19	Time2BSG2	Verzögerung vor SG2 Bleed	s	300	Uniform	180	420	180	420	0	1	0
20	Time2BSG3	Verzögerung vor SG3 Bleed	s	300	Uniform	180	420	180	420	0	1	0
21	Time2BSG4	Verzögerung vor SG4 Bleed	s	300	Uniform	180	420	180	420	0	1	0
22	T4SPW2SG1	Verzögerung vor SG1 Besp.	s	600	Uniform	420	780	420	780	0	1	0
23	T4SPW2SG2	Verzögerung vor SG2 Besp.	s	600	Uniform	420	780	420	780	0	1	0
24	T4SPW2SG3	Verzögerung vor SG3 Besp.	s	600	Uniform	420	780	420	780	0	1	0
25	T4SPW2SG4	Verzögerung vor SG4 Besp.	s	600	Uniform	420	780	420	780	0	1	0
26	TprepPDEP	Zeitbedarf Vorbereitung PDE	s	900	Uniform	600	1200	600	1200	0	1	0
27	NH_KMT-350	KMT Kernaustritt	°C	350	Uniform	340	360	340	360	0	1	0
28	JRZ00EG31	30mbar Kriterium	s	3000	Uniform	2700	3300	2700	3300	0	1	0
29	JRZ00EG30	30mbar Kriterium	s	3000	Uniform	2700	3300	2700	3300	0	1	0
30	WL-min3-S	RDB-Füllstand < min3	m	-0.15	Uniform	-0.35	0.05	-0.35	0.05	0	1	0
31	Ce1Tg40a	BE-Austrittstemp (10) > 400°C	°C	400	Uniform	395	405	395	405	0	1	0
32	Ce2Tg40a	BE-Austrittstemp (20) > 400°C	°C	400	Uniform	395	405	395	405	0	1	0
33	Ce3Tg40a	BE-Austrittstemp (30) > 400°C	°C	400	Uniform	395	405	395	405	0	1	0
34	Ce4Tg40a	BE-Austrittstemp (40) > 400°C	°C	400	Uniform	395	405	395	405	0	1	0
35	NH_t_EDGav	Zeit bis Verfügbarkeit MEDGs	s	36000	Normal	18000	10000	7200	36000	0.1401	0.9641	0
36	TWA-LOOPF	Massenstrom ZBS-Pumpe Red. 10	kg/s	2	Uniform	1.9	2.1	1.9	2.1	0	1	0
37	TWB-LOOPF	Massenstrom ZBS-Pumpe Red. 20	kg/s	2	Uniform	1.9	2.1	1.9	2.1	0	1	0
38	TWC-LOOPF	Massenstrom ZBS-Pumpe Red. 30	kg/s	2	Uniform	1.9	2.1	1.9	2.1	0	1	0
39	TWD-LOOPF	Massenstrom ZBS-Pumpe Red. 40	kg/s	2	Uniform	1.9	2.1	1.9	2.1	0	1	0

Par.Nr.	Par. ID	Parameter Name	Einheit	Wert	Verteilungstyp	Verteilungsparameter 1	Verteilungsparameter 2	Minimum	Maximum	F(Min)	F(Max)	n
40	NH_mflFAKT	Massenstrom Beckenkühlpumpe FAK10	-	1	Uniform	0.95	1.05	0.95	1.05	0	1	0
41	NH_av_JDH1	Verfügbarkeit JDH-Pumpe 10	-	1	Diskret			0	1	0	1	2
42	NH_av_JDH2	Verfügbarkeit JDH-Pumpe 20	-	1	Diskret			0	1	0	1	2
43	NH_av_JDH3	Verfügbarkeit JDH-Pumpe 30	-	1	Diskret			0	1	0	1	2
44	NH_av_JDH4	Verfügbarkeit JDH-Pumpe 40	-	1	Diskret			0	1	0	1	2
45	NH_useFAK	Verfügbarkeit FAK-Pumpe 10	-	1	Diskret			0	1	0	1	2

Tab. 3.2 Parameterliste mit Angaben zum Verteilungstyp, den Verteilungsparametern und dem Verteilungsbereich der unsicheren Parameter im Simulationsfall „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“

Par.Nr.	Par. ID	Parameter Name	Einheit	Wert	Verteilungstyp	Verteilungsparameter 1	Verteilungsparameter 2	Minimum	Maximum	F(Min)	F(Max)	n
1	QTOT	Multiplikationsfaktor der Nachzerfallsleistung	-	1	Uniform	0.9	1.1	0.9	1.1	0	1	0
2	WLFMUO2	Wärmeleitfähigkeitsfaktor UO2	-	1	Uniform	0.88	1.12	0.88	1.12	0	1	0
3	WLFMZR	Wärmeleitfähigkeitsfaktor ZR	-	1	Uniform	0.9	1.1	0.9	1.1	0	1	0
4	WLFMZRO2	Wärmeleitfähigkeitsfaktor ZRO2	-	1	Uniform	0.9	1.1	0.9	1.1	0	1	0
5	CPLUO2	Wärmekapazitätsfaktor UO2	-	1	Uniform	0.88	1.12	0.88	1.12	0	1	0
6	CPLZR	Wärmekapazitätsfaktor ZR	-	1	Uniform	0.88	1.12	0.88	1.12	0	1	0
7	M-IDAM	Modelauswahl IDAM	-	1	Diskret			1	5	0	1	3
8	useDSinj	Nutzung der vorab isolierten kaltseitigen Druckspeicher	-	1	Diskret			0	1	0	1	2
9	DSinj_T2p	Vorbereitungszeit zur Verfügbarmachung der isolierten kaltseitigen Druckspeicher	s	600	Polygonal Line			599.9	1800.1	0	1	4
10	Time4prep	Zeitbedarf Vorbereitung SDE	s	2400	Uniform	2400	3000	2400	3000	0	1	0
11	NHB_DE1_4m	DE 1 Füllstand < 4m	m	4	Triangular	4		3.8	4.2	0	1	0
12	NHB_DE2_4m	DE 2 Füllstand < 4m	m	4	Triangular	4		3.8	4.2	0	1	0

Par.Nr.	Par. ID	Parameter Name	Einheit	Wert	Verteilungstyp	Verteilungsparameter 1	Verteilungsparameter 2	Minimum	Maximum	F(Min)	F(Max)	n
13	NHB_DE3_4m	DE 3 Füllstand < 4m	m	4	Triangular	4		3.8	4.2	0	1	0
14	NHB_DE4_4m	DE 4 Füllstand < 4m	m	4	Triangular	4		3.8	4.2	0	1	0
15	NHB_Tg4_1	KMT ein Loop 1	°C	310	Uniform	300	320	300	320	0	1	0
16	NHB_Tg4_2	KMT ein Loop 2	°C	310	Uniform	300	320	300	320	0	1	0
17	NHB_Tg4_3	KMT ein Loop 3	°C	310	Uniform	300	320	300	320	0	1	0
18	NHB_Tg4_4	KMT ein Loop 4	°C	310	Uniform	300	320	300	320	0	1	0
19	NHB_DHLhi	Füllstand DH hoch	m	9.5	Uniform	9	10	9	10	0	1	0
20	TprepPDE	Zeitbedarf Vorbereitung PDE	s	900	Uniform	600	1200	600	1200	0	1	0
21	NH_KMT-350	KMT Kernaustritt	°C	350	Uniform	340	360	340	360	0	1	0
22	JRZ00EG31	30mbar Kriterium	s	3000	Uniform	2700	3300	2700	3300	0	1	0
23	JRZ00EG30	30mbar Kriterium	s	3000	Uniform	2700	3300	2700	3300	0	1	0
24	WL-min3-S	RDB-Füllstand < min3	m	-0.15	Uniform	-0.35	0.05	-0.35	0.05	0	1	0
25	Ce1Tg40a	BE-Austrittstemp (10) > 400°C	°C	400	Uniform	395	405	395	405	0	1	0
26	Ce2Tg40a	BE-Austrittstemp (20) > 400°C	°C	400	Uniform	395	405	395	405	0	1	0

Par.Nr.	Par. ID	Parameter Name	Einheit	Wert	Verteilungstyp	Verteilungsparameter 1	Verteilungsparameter 2	Minimum	Maximum	F(Min)	F(Max)	n
27	Ce3Tg40a	BE-Austrittstemp (30) > 400°C	°C	400	Uniform	395	405	395	405	0	1	0
28	Ce4Tg40a	BE-Austrittstemp (40) > 400°C	°C	400	Uniform	395	405	395	405	0	1	0
29	Ce1Tg650T	Kernaustrittstemperatur Ring 1 als HMN-Kriterium	°C	650	Uniform	617.5	682.5	617.5	682.5	0	1	0
30	Ce2Tg650T	Kernaustrittstemperatur Ring 2 als HMN-Kriterium	°C	650	Uniform	617.5	682.5	617.5	682.5	0	1	0
31	Ce3Tg650T	Kernaustrittstemperatur Ring 3 als HMN-Kriterium	°C	650	Uniform	617.5	682.5	617.5	682.5	0	1	0
32	Ce4Tg650T	Kernaustrittstemperatur Ring 4 als HMN-Kriterium	°C	650	Uniform	617.5	682.5	617.5	682.5	0	1	0
33	HMN_m_SFP	Verf. Wassermasse SFP	m	9.5	Uniform	9.025	9.975	9.025	9.975	0	1	0
34	HMN_m_KBB	Verf. Wassermasse KBB	kg	547646	Uniform	520263.7	575028.3	520263.7	575028.3	0	1	0
35	HMN_te_KBB	Wassertemp. KBB-Tanks	°C	30	Uniform	20	35	20	35	0	1	0
36	HMN_t_KBA	Vorbereitungszeit KBA-Einspeisung aus KBB	s	1800	Normal	1800	300	1200	2000	0.0227501	0.74751	0
37	HMN_mflKBAF	Einspeisemassenstrom KBA-Pumpe(n)	-	1	Uniform	0.95	1.05	0.95	1.05	0	1	0
38	HMN_t_FAK	Vorbereitungszeit FAK10-Einspeisung aus Lagerbecken	s	1800	Normal	1800	300	1200	2000	0.0227501	0.74751	0
39	HMN_mflFAKT	Einspeisemassenstrom FAK10-Pumpe	-	1	Uniform	0.95	1.05	0.95	1.05	0	1	0
40	HMN_av_KBA	Verfügbarkeit KBA-Pumpe	-	1	Diskret			0	1	0	1	2

Par.Nr.	Par. ID	Parameter Name	Einheit	Wert	Verteilungstyp	Verteilungsparameter 1	Verteilungsparameter 2	Minimum	Maximum	F(Min)	F(Max)	n
41	HMN_nr_KBA	Anzahl verfügbare KBA-Pumpen	-	2	Diskret			1	2	0	1	2
42	HMN_av_FAK	Verfügbarkeit KBA-Pumpe	-	11	Diskret			0	1	0	1	0

3.2 Programmtechnische Umsetzung automatisierter AC²-Simulationen

Die in diesem Vorhaben durchzuführenden gekoppelten Analysen erfordern für jede Simulation einen zusammengehörigen Satz bestehend aus zwei Eingabedatensätzen, jeweils einen Datensatz für ATHLET-CD und einen für COCOSYS. Jeder der beiden Datensätze kann dabei abhängige oder unabhängige Unsicherheiten enthalten. Ein solcher Simulationsaufbau war bisher im Programmablauf von SUSANA nicht vorgesehen, weshalb in diesem Vorhaben eine programmtechnische Erweiterung in Form eines Python-Moduls entwickelt wurde. Die erarbeiteten Änderungen und Ergänzungen an den Datensätzen und den Modulen von SUSANA sehen nun den folgenden übergeordneten programmtechnischen Ablauf für die Durchführung der Unsicherheitsanalysen vor:

- Definition der unsicheren Parameter sowie Festlegung ihres Wertebereichs und der zugehörigen Wahrscheinlichkeitsverteilung in SUSANA.
- Erzeugung einer Schar zufälliger Eingangswerte der unsicheren Parameter entsprechend den Verteilungsvorgaben.
- Parametrisierung der Ausgangsdatsätze für ATHLET-CD und COCOSYS in Form eines Musters (Template) für die nachfolgende Erstellung des Satzes an Ausgangsdateien (Input-Decks) für die Unsicherheitsanalyse.
- Erzeugung eines Satzes an Ausgangsdateien (Rohdatensätze) mit SUSANA durch Zusammenführung der Schar zufälliger Eingangswerte mit den Datensatz-Templates.
- Eingabe der Simulationsanforderungen in und Ausführung des neu entwickelten Python-Moduls.
- Auswertung der zusammengeführten Ergebnisse der Simulationsschar mit SUSANA.

Das Python-Modul erzeugt automatisch die Simulations- und Ergebnisumgebung für die gekoppelten Rechnungen. Dazu wird für jeden der Simulationsläufe ein Unterordner erstellt und die mit SUSANA erzeugten Ausgangsdateien (Rohdatensätze) inkrementell angepasst und in die Ablagestruktur kopiert, um Rechenfähigkeit herzustellen. Nach dieser Erstellung der Ergebnis- und Simulationsumgebung werden die Simulationsläufe ebenfalls automatisch auf die verfügbaren Prozessoren des ausführenden Computers verteilt und gestartet. Das Python-Modul organisiert den Ablauf aller Simulationsprozesse vollautomatisch und informiert den Anwender über den Stand des Prozesses, bis alle Simulationsläufe abgeschlossen sind.

Nachdem die Analysenergebnisse vorliegen, können mit SUSANA die interessierenden Ergebnisgrößen ausgewählt und für die weitere Auswertung genutzt werden. Mit Hilfe eines ebenfalls Python-basierten Auswertungstool können beliebige interessierende Ergebnisgrößen aus den Ausgabedateien abgeleitet werden, sofern diese auf ATHLET (-CD) oder COCOSYS Ergebnisgrößen basieren. Dies erlaubt eine große Flexibilität in der Auswertung. Der beschriebene Simulationsablauf ist schematisch in Abb. 3.1 dargestellt.

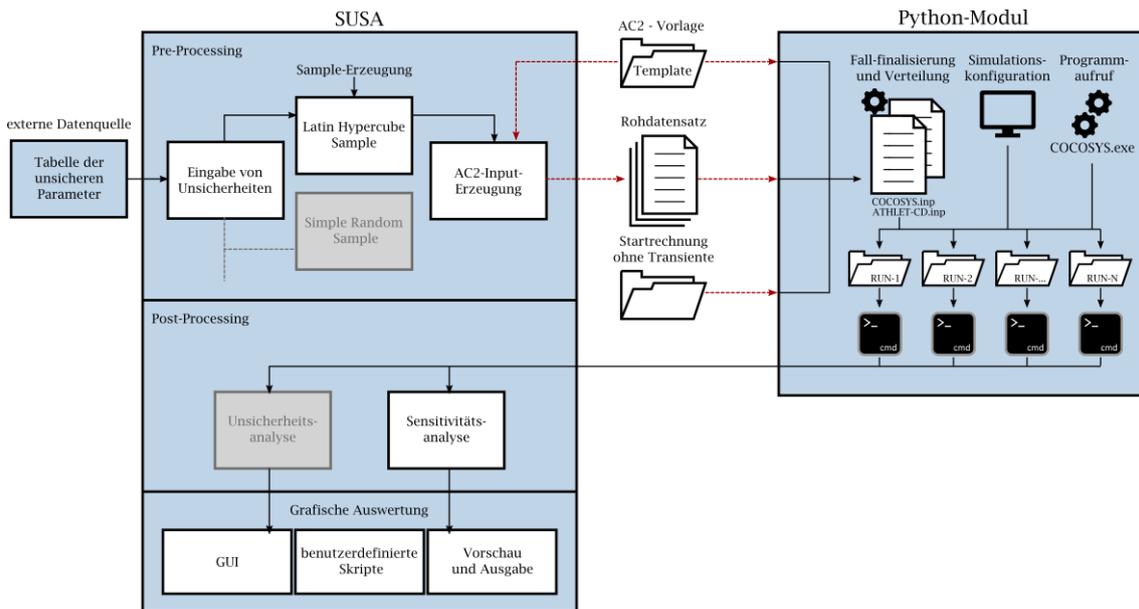


Abb. 3.1 Schema des Prozessablaufs zur Sensitivitätsanalyse mit SUSANA und dem neu entwickelten Python-Modul

Das entwickelte Verfahren erlaubt eine weitgehend automatisierte und parallelisierte Durchführung gekoppelter ATHLET-CD/COCOSYS Unsicherheitsanalysen. Es wird somit den Anforderungen des vorliegenden Vorhabens gerecht, in welchem Simulationen durchzuführen sind, die einen weiten Realzeitbereich (Dauer der Transiente) von ca. 1 Tag abdecken und weiter durch das gekoppelte Rechenverfahren extrem rechenintensiv sind. Auf Grund dieser Randbedingungen ergeben sich Simulationszeiten von ca. 10 Tagen pro Rechenfall, was eine Ausweitung der Rechenressourcen sowie eine Optimierung des Rechenverfahrens erfordert und weiter die Anzahl der durchführbaren Simulationen pro Unfallsequenz limitiert. Zur Ausweitung der Rechenressourcen wurde ein lokales Rechencluster mit 36 Prozessoren aufgebaut. Damit können bis zu 18 parallele Rechenläufe durchgeführt werden. Weiter wurde die Verteilung der Subprozesse durch das Message Passing Interface (MPI) optimiert. Im Ergebnis wurde ein Leistungsgewinn

um den Faktor 4 gegenüber der ursprünglichen MPI-Konfiguration erreicht. Eine Gegenüberstellung der Rechenlaufzeit (WALL CLOCK) mit der simulierten Zeit, aus welcher der Zeitgewinn hervor geht, findet sich in Abb. 3.2.

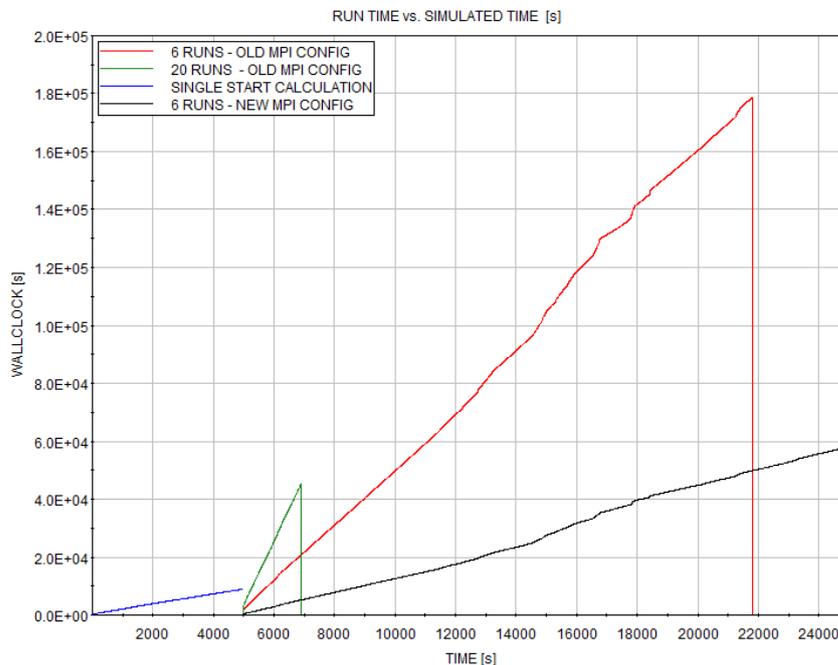


Abb. 3.2 Leistungsoptimierung durch Anpassung der MPI-Konfiguration

3.3 Ermittlung des Stichprobenumfangs

Die Limitierung der Stichprobengröße durch die große Rechenzeit der Simulationen und die begrenzten Rechenressourcen erfordern es, den Stichprobenumfang so klein wie möglich zu halten. Dennoch sind die wichtigsten Effekte aus der Parametervariation auf die Ergebnisgrößen abzubilden. Bei der Festlegung des Stichprobenumfangs sollte die Effektgröße, die durch die Sensitivitätsanalyse zu beantwortende Frage und ein markanter zu erwartender Unterschied zum Ergebnis unterhalb eines Schwellwerts einbezogen werden. Die Effektgröße aus der Variation einzelner unsicherer Parameter ist in der vorliegenden Untersuchung a priori unbekannt und muss deshalb qualitativ abgeschätzt werden. Die zu beantwortenden Fragen für jede Unfallsequenz hingegen lässt sich eindeutig definieren und bezieht sich jeweils auf die Wirksamkeit bestimmter mitigativer oder präventiver Maßnahmen bzw. die Einhaltung eines Nachweiskriteriums. Genauso lässt sich die Frage nach einem markanten, zu erwartenden Unterschied zum Ergebnis unterhalb eines Schwellwerts für den Stichprobenumfang durch das Erkennen der Wirksamkeit mitigativer bzw. präventiver Maßnahmen beantworten.

Solche globalen Abweichungen im Systemverhalten werden als Cliff-Edge-Effekte bezeichnet. Ist, wie in den hier zu untersuchenden Unfallsequenzen, ein solches Verhalten zu erwarten, kann nur empirisch, d. h. anhand der Ergebnisverteilung aus den Variationsrechnungen beurteilt werden, ob der gewählte Parameterbereich in Verbindung mit dem gewählten Stichprobenumfang die zu beantwortende Ausgangsfrage, z. B. nach der Wirksamkeit mitigativer Maßnahmen, abdeckt. Ist dies der Fall, ist weiter zu bewerten, wie vertrauenswürdig das sich ergebende Bestimmtheitsmaß R^2 aus der Korrelationsanalyse zwischen unsicheren Eingangs- und Ergebnisparametern ist.

Eine Möglichkeit, um den deterministischen Einfluss eines kleinen Stichprobenumfangs auf das Bestimmtheitsmaß R^2 untersuchen zu können, ergibt sich über die Abweichung zwischen R^2 und dem nach Stichprobenumfang und Parameteranzahl gewichteten adjustierten Bestimmtheitsmaß R^2_{adj} mit

$$R^2_{adj} = 1 - (1 - R^2) \cdot \frac{N - 1}{N - M - 1}, \quad (3.1)$$

wobei N der Stichprobengröße und p der Anzahl der unsicheren Parameter entspricht /CRA 87/. Abb. 3.3 zeigt die berechnete Abweichung zwischen R^2 und R^2_{adj} über die jeweiligen R^2 -Werte für verschiedene Stichprobengrößen N . Um nur den Effekt des Stichprobenumfangs auf die Abweichung zu betrachten, wird die Anzahl der unsicheren Parameter p als konstant angenommen, so dass x einem multiplikativen Faktor $x = N/M$ entspricht. Daraus geht hervor, dass mit steigendem Stichprobenumfang die mittlere Abweichung überproportional abnimmt. Die Abweichung für einen festen Stichprobenumfang ist Null für $R^2 = 1$ und nimmt linear für kleinere R^2 -Werte zu. Die Abhängigkeit der Abweichung zwischen R^2 und R^2_{adj} bietet eine grobe Abschätzung, wie sehr der Stichprobenumfang die Berechnung des Bestimmtheitsmaßes beeinträchtigt. Allerdings dient es nicht zur statistischen Abschätzung einer Mindeststichprobenanzahl.

Um den Wert $x \approx 1.5$ ist die Abweichung bei der vorliegenden Parameteranzahl bei $R^2 = 0,5$ kleiner als eins. Daher wird die pragmatische Annahme getroffen, dass Ergebnisse aus der Korrelationsanalyse, die mit einem N/M -Verhältnis $x \geq 1,5$ erzeugt wurden, als akzeptabel betrachtet werden können. Für die Unfallsequenz „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen“ ergibt sich somit eine pragmatische Untergrenze für die Stichprobenanzahl von $N_{min} = x \cdot M = 1,5 \cdot 42 = 63$ (vgl. Abb. 3.3) und für die Unfallsequenz „Langzeit Station Blackout“ eine Untergrenze für die Stichprobenanzahl von $N_{min} = 68$ (vgl. Tab. 3.1).

Um mögliche Ausfälle von Simulationen bei instabilen Kombinationen unsicherer Parameter abfangen zu können, wurde eine Anzahl von $N = 80$ Simulationen je Unfallablauf gewählt.

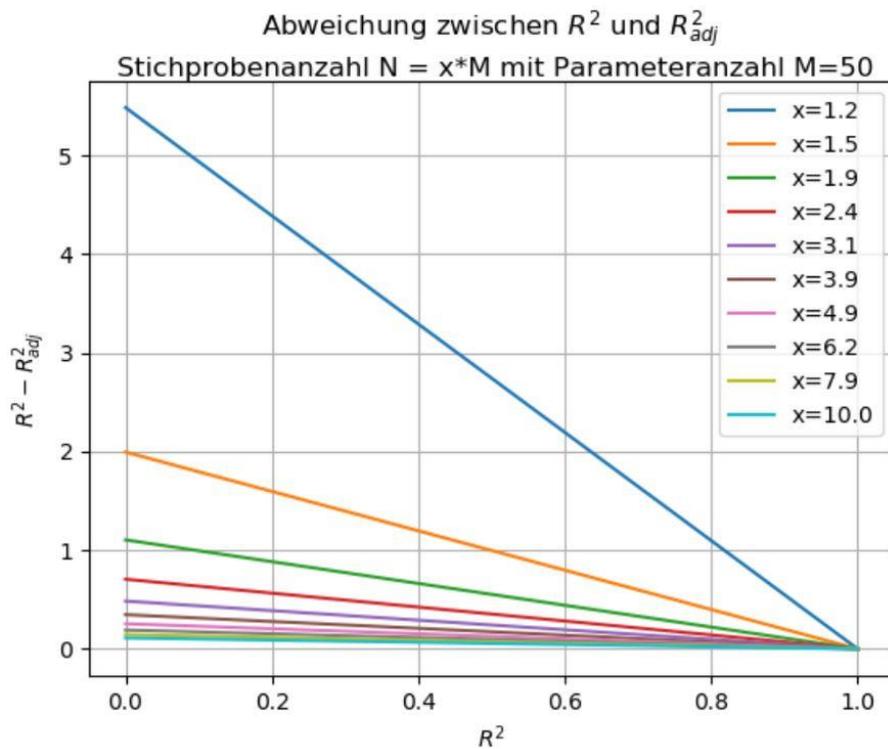


Abb. 3.3 Abweichung von R^2 zu R^2_{adj} über betrachtete R^2 -Werte für verschieden Multiplikationsfaktoren x , d. h. für verschiedene Stichprobengrößen N bei konstanter Anzahl M von unsicheren Parametern

4 Sensitivitätsanalysen zum Unfallablauf Station Blackout (Arbeitspaket 3)

Der langanhaltende Station Blackout wird mit dem GRS-Programmpaket AC² analysiert. Dieses stellt die Kopplung der Programmteile ATHLET-CD und COCOSYS dar. Es finden die Versionen ATHLET-CD 3.2.1 (Rev. 9510) und COCOSYS 3.0.1 (Rev. 8882) Verwendung.

4.1 Beschreibung AC²-Eingabedatensatz

Der gesamte AC²-Eingabedatensatz setzt sich aus dem ATHLET-CD- und dem COCOSYS-Eingabeteil zusammen.

Mit ATHLET-CD werden der Primär- und Sekundärkreis, der Reaktordruckbehälter mit seinen Einbauten, der Reaktorkern, alle wesentlichen Betriebs- und Sicherheitssysteme der Reaktoranlage, der Reaktorschutz sowie die betriebliche Regelung modelliert.

Der ATHLET-CD-Datensatz der DWR-Referenzanlage ist aus dem ATHLET-Simulator datensatz entstanden, der um die Modellierung zur Berechnung der Phänomene eines Kernschmelzunfalles mit dem Programm ATHLET-CD erweitert wurde.

Die „4-Loop“-Referenzanlage vom Typ Konvoi wird in ATHLET-CD durch einen 4-Loop-Ansatz modelliert, das heißt jede der vier Kühlmittelschleifen des Reaktorkühlkreislaufs ist separat mittels Thermofluid-Objekten (TFOen) modelliert. Des Weiteren ist die Volumenausgleichsleitung, der Druckhalter sowie die Leitungen vom Druckhalter bis zum Abblasebehälter inklusive ihrer Armaturen dargestellt. Die Volumenausgleichsleitung ist im Modell mit dem Loop 10 verbunden. Der Abblasebehälter mit seinen Wandstrukturen und Berstscheiben ist dagegen im COCOSYS-Teil modelliert. Die Heizrohre eines jeden Dampferzeugers sind in drei Gruppen (TFOe mit entsprechenden HECU-Strukturen) aufgeteilt.

Die Modellierung des Reaktorkühlkreislaufes umfasst alle in der Anlage tatsächlich vorhandenen freien Volumina, festen Strukturen der druckführenden Umschließung sowie RDB-Einbauten und Komponenten: Die freien Volumina werden mittels TFOen, die wiederum in Kontrollvolumina unterteilt und durch so genannte Strömungspfade verbunden sind, dargestellt. Die festen Strukturen des Primärkreises sind als HECU-Strukturen mo-

Die Thermohydraulik des Reaktordruckbehälters wird durch 12 TFOe mit insgesamt 108 Kontrollvolumina modelliert. Die festen Strukturen, wie z. B. RDB-Wand, RDB-Deckel und RDB-Einbauten (z. B. Kernbehälter, obere und untere Kerntagestrukturen, Shroud des Kerns, Siebtonne, etc.), die sich außerhalb des Kernbereiches befinden, werden mittels normalen HECU-Wärmestrukturen simuliert. Die Nodalisation der Thermohydraulik des RDB ist nachfolgend in Abb. 4.2 gezeigt.

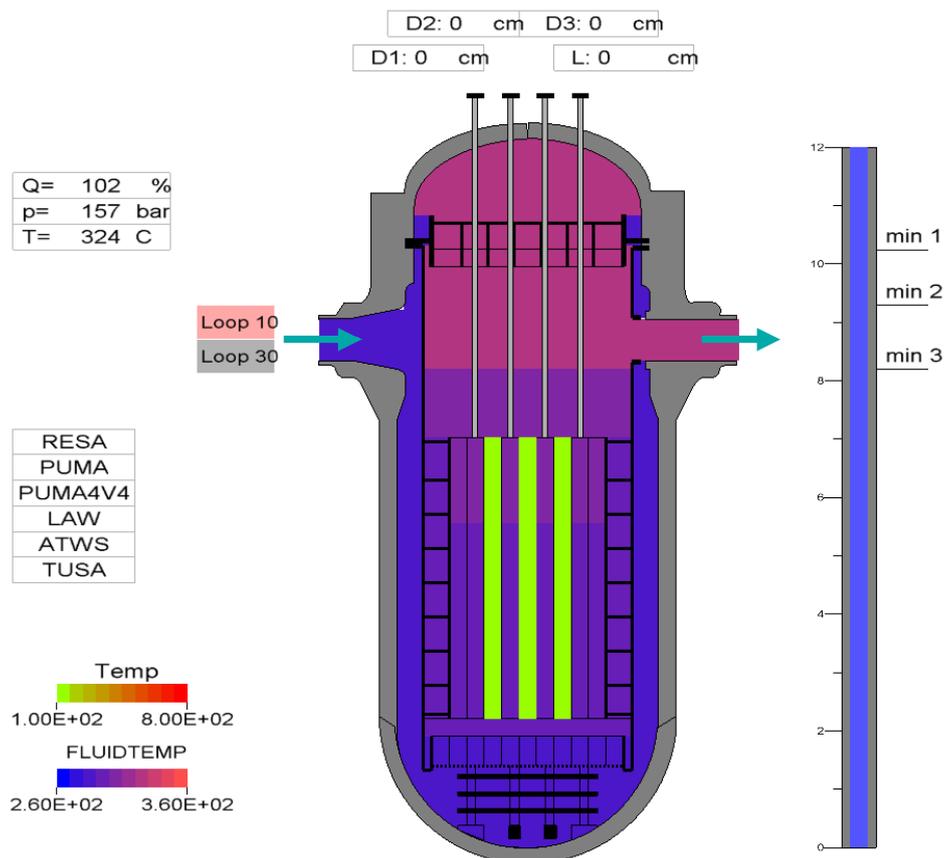


Abb. 4.2 Nodalisation des Reaktordruckbehälters in ATHLET-CD (nur ATHLET ohne CD-Teil) mit Verteilung der Fluidtemperatur zum Zeitpunkt der Initiierung der einleitenden Ereignisse ($t = 0$ s)

Der Kernbereich der Referenzanlage wird mit Hilfe des CD-Teils von ATHLET-CD dargestellt. Dabei werden die 193 Brennelemente der DWR-Referenzanlage in vier Gruppen unterteilt, die in der Simulation in vier konzentrischen Ringen angeordnet sind. In axialer Richtung ist jeder Ring des Kernbereiches in 23 axiale Maschen unterteilt. Die radiale Leistungsverteilung, das Radionuklidinventar des Kerns sowie der zeitliche Verlauf der Nachzerfallsleistung der Elemente werden mit Hilfe der in ATHLET-CD implementierten Module OREST und FIPISO berechnet. Die anfängliche axiale Leistungsverteilung ist basierend auf Daten der Referenzanlage im Eingabedatensatz vorgegeben.

Das Reaktorschutzsystem sowie alle Sicherheitssysteme der DWR-Referenzanlage sind mittels GCSM-Signale simuliert. Abb. 4.3 zeigt die modellierten Reaktorschutzsignale und beispielhaft ihre berechnete Anregung für den SBO-Fall nach der primärseitigen Druckentlastung und Anregung des Notkühlvorbereitungssignals ca. 7.013 s nach SBO-Eintritt.

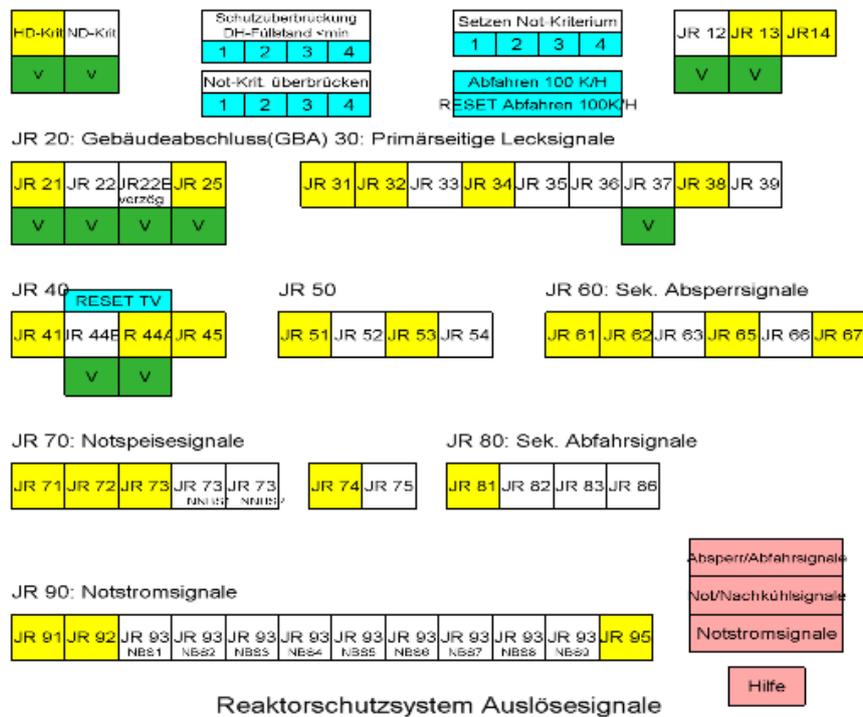


Abb. 4.3 Modellierte Reaktorschutzsignale für den SBO-Fall unmittelbar nach Aktivierung des Notkühlvorbereitungssignals

Die Abb. 4.4 zeigt den Modellierungsumfang des Not- und Nachkühlsystems JN beispielhaft anhand von Redundanz 10 für den Unfallablauf „kleines Leck“ während der Einspeisephase der Sicherheitseinspeisepumpen mit gekennzeichnetem Einspeiseweg und teilentleertem Flutbecken. Alle vier Redundanz sind im Datensatz separat modelliert.

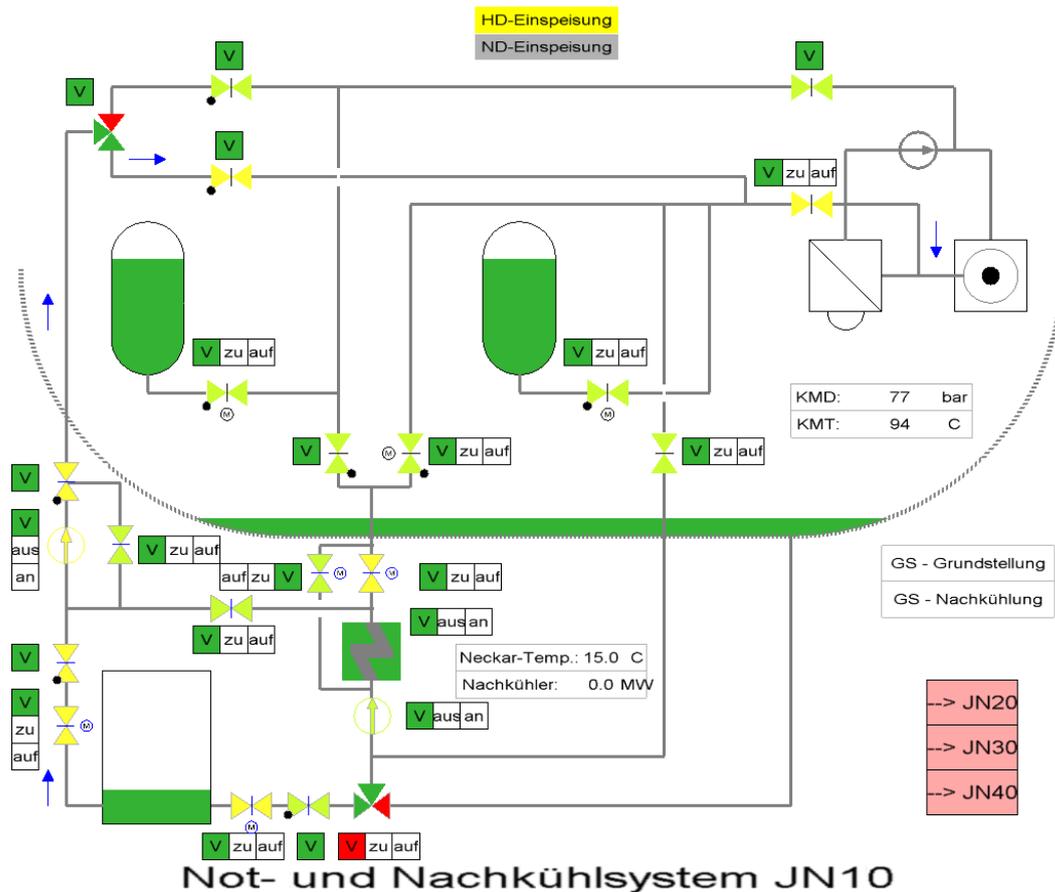


Abb. 4.4 Modellierungsumfang Not- und Nachkühlsystem (Redundanz 10)

Der ursprüngliche COCOSYS-Datensatz wurde im BMU-Vorhaben 3609R01375 erstellt, aber in der Zwischenzeit mehrfach überarbeitet, um insbesondere Änderungen im Programm COCOSYS gerecht zu werden. Darüber hinaus wurde die verfeinerte Ringraum-Nodalisation aus dem BMU-Vorhaben zur Bestimmung von Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter eines generischen DWR in den Ringraum /GRS 18/ in den Datensatz übernommen. Dazu mussten auch die Räume in der äußeren Peripherie des Sicherheitsbehälters neu nodalisiert werden, um nahezu eine „1:1“-Kopplung der Zonen zu erreichen. Zuvor war der äußere Peripheriebereich in vier Sektoren, die jeweils 90 ° abdeckten, unterteilt. Diese Änderung war notwendig, da es sonst zu einer zu starken thermischen Kopplung über die Stahlschale des Sicherheitsbehälters kommt. Wird z. B. eine Zone des äußeren Peripheriebereiches stark aufgeheizt, so heizt die Stahlschale auch stark auf und wird auf Wände im Ringraum strahlen. Wenn diese nicht passend zur Nodalisation der äußeren Peripherie abgebildet sind, wird die Wand die Stahlschale einer anderen Zone thermisch „anstrahlen“.

Insgesamt besteht der COCOSYS-Datensatz aktuell aus 333 Zonen, wobei 7 zur Simulation der Lüfter (und einer Hilfszone für die Kühlung), 14 zur Simulation der Umgebung des Reaktorgebäudes und 88 zur Simulation des Ringraums benötigt werden.

Die wichtigsten Punkte der Nodalisierung des Sicherheitsbehälters sind:

- Oberhalb der Dampferzeugertürme sind so genannte kegelförmigen Plumezonen modelliert. Diese Nodalisierung erlaubt es, in COCOSYS den Auftrieb von leichten (heißen) Gasen zu simulieren.
- Die Berstmembranen auf der Oberseite der Dampferzeugertürme versagen nicht alle bei demselben Auslegungsdruck. Der Versagensdruck wurde durch eine Gauß-Verteilung zwischen 0,2 und 0,48 bar über die Berstelemente verteilt, um z. B. Fertigungstoleranzen zu berücksichtigen.
- Innerhalb der großen Anlagenräume gibt es drei Ebenen, um eine Wechselwirkung der Atmosphäre mit zu großen Teilen der Strukturoberflächen im Fall einer räumlich höher gelegenen Freisetzung, z. B. über den Abblasebehälter zu vermeiden.
- Es werden Kegelschnitte des Ringraums verwendet, die für eine realistische Simulation der Temperaturverteilung unabdingbar sind. Würden die Zonenschnitte entsprechend den Ebenen im Dombereich im Ringraum fortgesetzt, würde das Verhältnis der Reaktorgebäude- zur Sicherheitsbehälteroberfläche im oberen Bereich des Ringraums zu einer deutlich höheren Wärmekapazität (Beton des Reaktorgebäudes) und somit zu einer geringeren Gastemperatur führen.

4.2 Modifikationen AC²-Datensatz

Nachfolgende Optimierungen bzw. Erweiterungen des AC²-Datensatz der DWR-Referenzanlage hinsichtlich der Modellierung der Reaktoranlage (Primär- und Sekundärkreis) wurden im Laufe des Vorhabens realisiert.

ATHLET-CD-Teil:

- Hinzufügen von konstanten Parameterwerten in ATHLET-CD zur Modellierung der neuen präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen,

- GCSM-Signale für die Verfügbarkeit der einzelnen Notfallmaßnahmen,
- Korrektur GCSM-Signale PDE (sofortige Einleitung, wenn SDE nicht funktioniert),
- Hinzufügen Wärmestrukturen Druckspeicher und Kopplung an COCOSYS,
- Verbesserungen der Modellierung des unteren Plenums des Reaktordruckbehälters,
- Hinzufügen eines Thermo-Fluid-Objekts (TFO), welches das untere Plenum mit der COCOSYS-Zone der Reaktorgrube nach RDB-Versagen verbindet, in dem die Verbindung zwischen diesem TFO und der entsprechenden COCOSYS-Zone geöffnet wird,
- Verwendung des neuen Spaltprodukttransportmoduls SAFT (SOPHAEROS 2.x); Definition der notwendigen Szenario-spezifischen SAFT-Freisetzungspfade,
- Modifizierungen der SAFT-Pfade,
- Berücksichtigung eines „Larson-Miller“-Kriechmodells für den heißen Strang und die Volumenausgleichsleitung der DH-Kühlmittelschleife als GCSM-Modell,
- Modellierung einer mobilen Pumpe als Notfallmaßnahme und Korrektur ihrer Steuerung,
- Einspeisung vorab isolierter Druckspeicher als präventive NHB- oder mitigative HMN-Maßnahme,
- Korrektur von Werten zu Modellparametern, die im Eingabedatensatz vorgegeben werden (in der Regel Verwendung der vom Programmentwickler vorgegebenen Default-Werte),
- präventive Maßnahmen, die durch den Einsatz von zwei mobilen Notstromaggregaten zur Verfügung stehen, diese sind die vier Pumpen der JDH-Einspeisung und die Einspeisung eines Notnachkühlstranges. Alle fünf Pumpen entnehmen das Wasser aus den Flutbecken,
- ausgewählte mitigative Maßnahmen für den Reaktorkreislauf des „Handbuchs mitigativer Notfallmaßnahmen (HMN)“ der Referenzanlage, z. B. Einspeisung vorab isolierter kaltseitiger Druckspeicher, Einspeisung in den RDB aus Kühlmittellagerung via Volumenregelsystem und/oder aus dem BE-Lagerbecken mit der Beckenkühlpumpe des Not- und Nachkühlsystems; die Zeitpunkte der Einleitung dieser Maßnahmen können sowohl vor als auch nach RDB-Versagen eingestellt werden.

COCOSYS-Teil:

- Modellierung des Schmelzeübergangs von Reaktorgrube über den Ringspalt in den Sumpf (Berücksichtigung von drei so genannten Cavities im CCI Modul von COCOSYS) unter Verwendung von Versagenskriterien,
- Das Wasser im Brennelement Lagerbecken, das zuvor als Struktur abgebildet war (dadurch konnte durch eine potenzielle Kondensation an der Wasseroberfläche eine Stratifikation erreicht werden) wird wieder als Wasserpool abgebildet, da in den Szenarien zum kleinen Leck mittels FAK-Pumpe Wasser aus dem Brennelement-Lagerbecken zur Kernkühlung entnommen wird.
- Modifizierung der unteren Zonen des Sicherheitsbehälters, sodass ein Wasserübergang von einer Zone in die darüber liegende Zone möglich ist,
- Erweiterung mit HMN-Maßnahmen: Nutzung der betrieblichen Umluftkühler innerhalb des Sicherheitsbehälter, des H₂-Durchmischungssystems und der Störfall-Ringraumabsaugung (Arbeiten waren Teil des Arbeitspaketes 5 des Vorhabens).

Die Ringraumabsaugung und das Wasserstoff Durchmischungs- und Abbausystem waren bisher nicht im Datensatz abgebildet. Diese werden ergänzt, wobei die Steuerung (also das An- und Abschalten) des Systems mittels GCSM im ATHLET-Datensatz erfolgt. GCSM-Signale ermöglichen eine feinere Steuerung, als es die Möglichkeiten in COCOSYS erlauben. Die Hilfsmaßnahmen werden nach dem Erreichen des Einstiegs-kriteriums für das HMN (Kernaustrittstemperatur größer 650 °C) eingeleitet. Dabei wird für jede der untersuchten Handmaßnahmen eine vom Programmnutzer vorzugebende Vorbereitungszeit berücksichtigt. Erst nach Erreichen der Einleitungskriterien und dem Verstreichen der jeweiligen Vorbereitungszeit wird das entsprechende System zuge-schaltet.

Um die Umluftkühler unter Störfallbedingungen simulieren zu können, muss ein neues System in COCOSYS implementiert werden. Bis zu diesem Projekt wurden Kühler ent-weder zur Simulation kleiner Versuchsstände oder zur Simulation einer ausgedehnten Betriebsphase vor dem Beginn des eigentlichen Unfallablaufs in Kernkraftwerken (stati-onäre Phase) benötigt, um die vom Primärkreis abgestrahlte Wärme aus dem Sicher-heitsbehälter abzuführen und somit die Berechnung der stationären Phase zu stabilisie-ren.

In dem ursprünglichen Kühlermodell wurden die Ein- und Auslasstemperaturen sowohl auf der Luft als auch auf der Wasserseite vorgegeben sowie die Wärmeübergangskoeffizienten und die Volumenströme. Daraus berechnet das Programm dann eine geeignete Fläche. Unter Störfallbedingungen kann dieses Vorgehen zu sehr hohen Wärmeströmen führen, die aus der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters abgeführt werden. Die Rechnungen hätten mit dem ursprünglichen Modell also den Einfluss der Umluftkühler deutlich überschätzt. Um dies zu vermeiden, wird das Modell zur Anwendung auf die Umluftkühler als mitigative Notfallmaßnahme erweitert. Die Umluftkühler werden nun mittels eines Fan-Systems, das in eine sehr kleine Hilfszone (1m³) einspeist (oder aus dieser absaugt) und einer Struktur mit einem vorgegebenen Wärmestrom aus der Struktur (an der der Zone abgewandten Seite) abgebildet. Die Temperatur der Struktur wird dabei nach unten begrenzt, so dass die Struktur nicht beliebig kalt werden kann.

Die Menge der an den Umluftkühlern abgelagerten Spaltprodukte wird dabei indirekt bestimmt, wobei die oben erwähnte kleine Zone mit einem sehr hohen Rückhaltefaktor für Spaltprodukte abgebildet wird, so dass die in der Zone verbleibenden Spaltprodukte angegeben, wieviel Spaltprodukte durch den Kühler aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre entfernt werden. Dies funktioniert aber nur für nichtlösliche Spaltprodukte, lösliche Spaltprodukte werden genau wie in der Anlage mit dem anfallenden Kondensat aus dem Kühler laufen.

Da es bei einem Unfall vorkommen kann, dass das H₂-Durchmischungs- oder das Umluftsystem außerhalb der Spezifikation arbeiten ($T > 85 \text{ °C}$), wird die Zeit, die die Systeme oberhalb dieser Temperaturen arbeiten, verbucht. Sobald diese einen vorgegebenen Wert (postuliert ist 1 Stunde, kann im Eingabedatensatz aber geändert werden) überschreitet, wird das System als ausgefallen abgeschaltet. Sollte die Temperatur 135 °C überschreiten, wird das System sofort ausgeschaltet. Für die Ringraumabsaugung wird im Datensatz ein derartiger Systemausfall nicht unterstellt.

4.3 Basisfall Station Blackout (SBO)

Die folgende Analyse eines SBO (als Basisfall bezeichnet) berücksichtigt den Status quo hinsichtlich des anlageninternen Notfallschutzes der DWR-Referenzanlage, der bis zu dem Fukushima-Unfall hinsichtlich des anlageninternen Notfallschutzes dort implementiert war. Es handelt sich um einen langfristigen SBO, bei dem der Ausfall des kompletten D1- und D2-Notstromnetzes postuliert wird. Dabei werden zusätzliche Ausfälle

postuliert, die die Wirksamkeit der bereits implementierten Notfallmaßnahmen beeinträchtigen, wie z. B. die nicht Verfügbarkeit der mobilen Dampferzeuger-Bespeisung bei der Durchführung der SDE-Maßnahmen.

4.3.1 Randbedingungen des langfristigen SBO-Basisfalls

Für die Analyse des SBO-Basisfalls werden die folgenden Randbedingungen postuliert:

- Langfristiger SBO mit Ausfall D1- und D2-Notstromnetz,
- Sekundärseitiges Teilabfahren nicht verfügbar
- Notfallmaßnahme „Sekundärseitige Druckentlastung“ verfügbar
- Notfallmaßnahme „Passive Bespeisung aus Speisewasserleitungen und -Behälter“ verfügbar
- aktive sekundärseitige Bespeisung mit mobiler Pumpe nicht verfügbar,
- Druckspeicher verfügbar und
- Notfallmaßnahme „Primärseitige Druckentlastung“ verfügbar.

Die oben genannte, postulierte Nichtverfügbarkeit der mobilen Pumpe zur sekundärseitigen Bespeisung der Dampferzeuger stellt im Vergleich zu den Randbedingungen der Robustheitsanalyse der RSK /RSK 12/, eine Verschärfung der Randbedingungen für den SBO dar, um in den Analysen schneller in einen Unfallablauf zu gelangen. Dadurch wird der Rechenaufwand (Rechenzeit) der Unfallanalysen, insbesondere auch hinsichtlich der durchzuführenden Sensitivitätsanalysen, erheblich verkürzt, da der Einsatz der mobilen Pumpe zu einer Verlängerung der sekundärseitigen Bespeisung von ca. 22,5 Stunden führt, was wiederum zu einer Verzögerung bis zum Eintritt von Kernschäden von mindestens 45 Stunden führt, wie im Vorläufervorhaben 3613R01397 anhand von MELCOR-Analysen dargestellt wurde /GRS 15/.

4.3.2 Analyseergebnisse langfristiger SBO-Basisfall

Der SBO-Basisfall wird mit dem GRS-Systemcode AC² analysiert. Die gesamte Simulationszeit beträgt 75000 s. Nach einer stationären Phase von 5000 s wird der transiente Verlauf durch die Einleitung des SBO über einen Zeitraum von 70000 s berechnet. Die Analyseergebnisse sind in Abb. A. 1 bis Abb. A. 28 dargestellt. In den dort dargestellten

Diagrammen ist die Zeitachse derart umgerechnet worden, sodass die Transiente bei 0 s beginnt.

Der berechnete zeitliche Unfallablauf für den Basisfall SBO mit den relevanten Phänomenen des Ablaufes ist in Tab. 4.1 zusammengefasst.

Tab. 4.1 Berechneter Unfallablauf: SBO ohne Einspeisung mobile Pumpe, mit passiver Einspeisung aus Speisewasserleitungen und -behälter

Phänomene des Unfallablaufes	SBO ohne mobile Pumpe und mit passiver Bespeisung Zeit [hh:mm:ss]
Station Blackout (SBO)	00:00:00
Drehzahl Hauptkühlmittelpumpen < 93%	00:00:01
RESA	00:00:01
FD-Druck DE 1-4 > 86 bar	00:03:10
1. Öffnen SV DE 1-4 bei FD-Druck > 88,3 bar	00:03:10
4 von 4 Füllstände DE < 4,0 m	00:58:45
Einleitung sekundärseitige Druckentlastung	01:12:26
Druck DE1-4 < 22 bar	01:12:56
Beginn passive Einspeisung aus SPW-System	01:13:46
$p_{\text{HKL}} < 132$ bar (erstmalig)	01:34:42
DH-Füllstand < 6 m (erstmalig)	01:37:47
$p_{\text{HKL}} < 111$ bar (erstmalig)	01:55:58
DH-Füllstand < 2,28 m	01:56:51
Notkühlsignal	01:56:53
Beginn Druckspeichereinspeisung heiße Stränge	03:02:04
Ende Einspeisung aus SPW-Behälter (Massenstrom < 1kg/s)	03:36:49
Beginn 1. Zyklus Öffnen DH-Abblaseventil	05:45:23
Bersten der Berstscheibe am Abblasebehälter	06:00:44
Wasserstand RDB < MIN3	07:35:32
Primärseitige Druckentlastung (PDE)	07:35:32

Phänomene des Unfallablaufes	SBO ohne mobile Pumpe und mit passiver Bespeisung Zeit [hh:mm:ss]
Beginn Kernfreilegung	07:39:53
Vollständige Freilegung aktiver Kern	07:48:01
Beginn Brennstabversagen	07:57:45
Vollständige Entladung Batterien (Postulat)	09:00:00
Ende Druckspeichereinspeisung heiße und kalte Stränge	10:00:50
Beginn Verlagerung Corium unteres Plenum	12:06:12
Vollständiges Ausdampfen untere Bodenkalotte des RDB	13:12:53
RDB-Versagen	14:06:58
Beginn Schmelze-Beton-Wechselwirkung Reaktorgrube	14:06:58
Beginn Schmelze-Beton-Wechselwirkung Ringspalt	-
Beginn Schmelze-Beton-Wechselwirkung RSB-Sumpf	-
Analyseende transiente Phase	19:26:40

Das einleitende Ereignis langfristiger SBO tritt in der Analyse bei 0 s Problemzeit auf. Der Verlauf sowie die Verteilung der Nachzerfallsleistung ist für dieses Szenario in Abb. A. 1 dargestellt. Dort ist als obere Kurve die im Kern enthaltene Nachzerfallsleistung, wie sie im ECORE-Modul von ATHLET-CD berechnet wird, gezeigt. Im späteren Unfallverlauf reduziert sich die Kernnachzerfallsleistung, da Anteile ins untere Plenum verlagert (AIDA-Modul) sowie in den Kühlkreislauf freigesetzt (NZL FIPISO) werden. Von letzterem Anteil gelangt ein Teil ins Kühlmittel (NZL Aerosole) und der restliche Teil lagert sich an den Primärkreiswänden ab (NZL Wand), die auf dem Weg zum Freisetzungsort in den Sicherheitsbehälter liegen. Die RESA erfolgt nach einer Sekunde über das Drehzahlkriterium für die Hauptkühlmittelpumpen. Durch den Wegfall der Hauptwärmesenke steigt der sekundärseitige Druck, sodass 86 bar nach 00:03:10 Stunden schnell überschritten werden. Dadurch kommt es nahezu instantan zum ersten Öffnen der Sicherheitsventile an den FSA-Stationen. Im weiteren Verlauf wird der FD-Druck über das Öffnen der Sicherheitsventile konstant gehalten, da das Teilabfahren auf 76 bar aufgrund des schnellen Druckaufbaus beim SBO nicht zur Verfügung steht, da der Druckaufbau

zu schnell erfolgt, um die Abblaseregelventile auf die Bleed-Schienen umzuschalten (Abb. A. 2). Nach 00:58:45 Stunden sind die Füllstände der vier Dampferzeuger unter 4 m gesunken (Abb. A. 3). Die sekundärseitige Druckentlastung wird in der Analyse bei 01:12:26 Stunden eingeleitet, wodurch der FD-Druck schnell unter 22 bar abfällt (Abb. A. 2). Mit Unterschreiten von 22 bar bei 01:12:56 Stunden würde die Einspeisung mit der mobilen Pumpe beginnen, die aber in dieser Analyse als ausgefallen postuliert wird. Daher beginnt bei dem hier untersuchten Ablauf die passive Einspeisung aus dem Speisewassersystem bei 01:13:46 Stunden (Abb. A. 10). Der Füllstand in den Dampferzeugern steigt durch die passive Einspeisung der SPW-Inventare nur ca. 0,15 m (Abb. A. 3), das für die Abfuhr der Nachzerfallsleistung aber ausreichend ist. Durch die passive sekundärseitige Einspeisung sinkt der Druck im Reaktordruckbehälter unterhalb von 111 bar und der DH-Füllstand unter 2.28 bar (siehe Abb. A. 7). Damit wird das Notkühlvorbereitungssignal 01:56:53 Stunden nach Ereigniseintritt ausgelöst. Bei 03:02:04 Stunden beginnt die Einspeisung aus den heißseitigen Druckspeichern (Abb. A. 8). Die kaltseitigen wurden in der Simulation als nicht verfügbar postuliert und speisen bei diesem Unfallablauf daher nicht ein (Abb. A. 9). In der Referenzanlage sind sie aber im Falle des SBO verfügbar, da sie aufgrund der fehlenden elektrischen Versorgung der Armaturentriebe nicht 500 s nach Erreichen des Notkühlsignals abgesperrt werden können. Durch die Druckspeichereinspeisung wird der RDB wieder vollständig aufgefüllt (Abb. A. 5). Zum Ende der passiven Bespeisung, die bei 03:36:49 Stunden nach Ereigniseintritt endet, bereits bei kleiner werdendem Einspeisemassenstrom reicht die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger allerdings nicht mehr aus, sodass der Druck im Reaktordruckbehälter wieder ansteigt. Bei ca. 05:45:23 Stunden beginnt das zyklische Abblasen über das DH-Abblaseventil in den Abblasebehälter (Abb. A. 6). Die Berstscheibe des Abblasebehälters öffnet bei ca. 06:00:44 Stunden.

Da nach Beendigung der sekundärseitigen passiven Bespeisung der Dampferzeuger keine Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis mehr vorhanden ist, beginnt der Primärkreis über das zyklisch öffnende DH-Abblaseventil auszudampfen. Das Einleitungskriterium für die primärseitige Druckentlastung (RDB-Füllstand < MIN 3) wird bei 07:35:32 Stunden erreicht (Abb. A. 5), sodass die primärseitige Druckentlastung zu diesem Zeitpunkt durchgeführt wird. Dadurch fällt der Primärkreisdruck sehr schnell ab (Abb. A. 4). Das führt zu einem beschleunigten Ausdampfen des Kernbereichs. Der Beginn der Kernfreilegung wird bei ca. 07:39:53 Stunden berechnet. Die erste vollständige Kernfreilegung erfolgt bei 07:48:01 Stunden. Erste BE-Schäden werden bei 07:57:45 Stunden berechnet. Aufgrund des Druckabfalls kommt es zum weiteren Einspeisen durch die heißseitigen Druckspeicher, wodurch der Kernbereich geringfügig teilgeflutet wird (Abb. A. 8).

Bei Beendigung der Druckspeichereinspeisung bei 10:00:50 Stunden ist der Kern nahezu komplett freigelegt. Zu diesem Zeitpunkt gab es bereits erste Kernschäden mit Materialverlagerungen in den unteren Kernbereich. Es sind bereits 29,749 t an Kernmaterialien, wie z. B. die Absorberstäbe sowie der mittlere Bereich des inneren Kernrings, aufgeschmolzen worden.

Mit dem Erreichen von ca. 1000 °C Hüllrohrtemperaturen beginnt die verstärkte Oxidation des Hüllrohrmaterials, die aufgrund der exothermen Reaktion zu einem sich verstärkenden Aufheizen der Stäbe führt. Dieses ist anhand der typischen Verläufe der Brennstoff- bzw. Hüllrohrtemperaturen zu erkennen (Abb. A. 12 bis Abb. A. 17). Der Beginn des Versagens der unteren Kerntragestruktur wird bei 12:06:12 Stunden mit der Aktivierung des AIDA-Moduls von ATHLET-CD und der damit einhergehenden Verlagerung des Kerns in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters berechnet. Zu diesem Zeitpunkt ist der innere Ring des Kerns nahezu vollständig zerstört und liegt als Schmelze bzw. Kruste auf der unteren Kerntragestruktur. Die Ringe 2 und 3 sind zu diesem Zeitpunkt stark beschädigt und stehen unmittelbar vor ihrer Verlagerung in den unteren Kernbereich. Der äußere vierte Kernring ist noch einigermaßen intakt, was auf die geringere Nachzerfallsleistung der äußeren Brennelemente zurückzuführen ist. Mit dem Versagen der Tragestruktur beginnt die Verlagerung des Kerns in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters. Dieses ist zu diesem Zeitpunkt noch mit Wasser gefüllt, das durch die verlagerte Schmelze und die darin mittransportierte Nachzerfallsleistung verdampft. Somit kommt es bei 13:12:53 Stunden zum vollständigen Austrocknen des unteren Plenums. Danach heizt sich die RDB-Wand stetig auf, sodass bei 14:06:58 Stunden das Kriechversagen des Reaktordruckbehälters berechnet wird. Damit beginnt die Verlagerung des zerstörten Kerns in die Reaktorgrube. Bis zum Ende der Analyse (70.000 s Problemzeit) werden 42,814 Tonnen Kernmaterialien aus dem Kernbereich ins untere Plenum verlagert. Diese werden nach RDB-Versagen in die Reaktorgrube übergeben, die im COCOSYS-Teil modelliert ist. Zudem werden ca. 4,4 MW aus dem RDB in die Reaktorgrube verlagert.

Während der Kernzerstörungsphase erfolgt eine Oxidation von Hüllrohrmaterial unter Wasserdampfatmosphäre. Durch diese chemischen Reaktionen wird Wasserstoff erzeugt. Insgesamt werden innerhalb des Reaktordruckbehälters 720 kg Wasserstoff erzeugt (Abb. A. 18).

Nach der Verlagerung von Corium in die trockene Reaktorgrube beginnt dort durch die Aufheizung des Betons die so genannte Schmelze-Beton-Wechselwirkung, wodurch es

zum Erodieren des Betons der Gebäudestrukturen kommt. Dieses erfolgt in der Analyse sowohl in axialer als auch radialer Richtung (Abb. A. 20 und Abb. A. 21). In der Reaktorgrube wird eine fortschreitende axiale und radiale Erosion berechnet, die während der Analyse nicht zum Erliegen kommt (siehe Abb. A. 20). Die Abb. A. 21 zeigt die Erosionsfront am Beginn der Schmelze-Beton-Wechselwirkung bei 14:07 Stunden (entspricht der ursprünglichen Form der Reaktorgrube) sowie am Ende der Analyse bei 19:26:40 s Problemzeit. Zu diesem Zeitpunkt ist neben der axialen Erosion auch die radiale Erosion zu erkennen, die aufgrund der anfänglichen Form der Reaktorgrube und des verlagerten Schmelzevolumens nicht den vertikalen Wandbereich der Grube erreicht, sodass ein radiales Durcherodieren in dieser Analyse nicht erreicht wird.

Während der Schmelze-Beton-Wechselwirkung entstehen die brennbaren Gase H_2 und CO . Bis zum Analyseende werden nach dem RDB-Versagen durch die Schmelze-Beton-Wechselwirkung in der Reaktorgrube 270 kg Wasserstoff generiert. Insgesamt entsteht bis zum Analyseende durch die Oxidation im RDB und außerhalb des RDB 990 kg Wasserstoff (Abb. A. 18). Davon werden 868 kg Wasserstoff durch die passiven autokatalytischen Rekombinatoren bis zum Analyseende in Wasserdampf umgewandelt (Abb. A. 26). Bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung werden zudem in der Reaktorgrube bis zum Analyseende 2.253 kg Kohlenmonoxid freigesetzt, wovon insgesamt 1.264 kg Kohlenmonoxid durch die passiven autokatalytischen Rekombinatoren rekombiniert werden (Abb. A. 26).

Der Zustand des Kerns am Ende der Analyse ist in Abb. A. 28 dargestellt. Der innere Ring 1 ist nahezu vollständig im aktiven Bereich zerstört und die Kernmaterialien in den unteren Kernbereich verlagert. Die Ringe 2 bis 4 sind in der oberen Kernhälfte abgeschmolzen. Im Falle einer Fortsetzung der Analyse werden auch diese Kernringe weiter zerstört und geschmolzenes Kernmaterial inklusive zusätzliche Nachzerfallsleistung würde über das untere Plenum in die Reaktorgrube verlagert und dort die Schmelze-Beton-Wechselwirkung verstärken.

Der berechnete Druckverlauf in drei verschiedenen Bereichen des Sicherheitsbehälters ist in Abb. A. 23 dargestellt. Der RSB-Druck beginnt während des Abblasens über das DH-Abblaseventil nach Versagen der Berstscheibe des Abblasebehälters leicht anzusteigen, um anschließend durch die primärseitige Druckentlastung sehr schnell auf ca. 2,82 bar absolut anzusteigen. Danach fällt der Druck im Sicherheitsbehälter wieder ab, was im Wesentlichen auf die Kondensation von Wasserdampf an den Betonstrukturen

der Sicherheitsbehältereinbauten liegt. Trotz Einsetzen der Schmelze-Beton-Wechselwirkung in der Reaktorgrube bei 14:06:58 Stunden fällt der Druck im Sicherheitsbehälter bis zum Analyseende noch weiter, da die Freisetzung von Wasserdampf und nichtkondensierbaren Gasen aus dem Beton den Effekt der Druckabsenkung durch die Kondensation von Wasserdampf noch nicht ausgleichen kann. Erst bei weiter andauernder Gasfreisetzung wird der Druck wieder dauerhaft ansteigen. Die Gaskonzentrationen sind beispielhaft für den oberen Dombereich des Sicherheitsbehälters in Abb. A. 27 dargestellt. Mit der primärseitigen Druckentlastung und dem darauffolgenden Versagen der Berstscheibe des Abblasebehälters steigt die Wasserdampfkonzentration in den Raumbereichen des Sicherheitsbehälters stark bis auf einen Maximalwert an. Anschließend fällt sie wieder, was an der Kondensation des Dampfes an den Oberflächen der SHB-Einbauten liegt. Die Sauerstoffkonzentration nimmt im Verlauf des Unfallablaufes im Wesentlichen durch den Verbrauch in den passiven autokatalytischen Rekombinatoren ab. Am Ende der Analyse ist noch Sauerstoff vorhanden, sodass die Rekombination von H_2 weitergeht, wenn die Rechnung fortgesetzt wird.

Die berechnete Wassertemperatur und zugehörige Siedetemperatur im Sumpf sind Abb. A. 22 zu entnehmen. Es zeigt sich, dass erst mit der primärseitigen Druckentlastung Wasser in den SHB-Sumpf gelangt. Die Temperatur des Sumpfwassers erreicht einen Höchstwert von 97 °C und bleibt über den gesamten Simulationszeitraum unterhalb der Siedetemperatur.

Die Wassertemperatur und der Wasserstand im Brennelemente-Lagerbecken sind in Abb. A. 24 und Abb. A. 25 dargestellt. Die Wassertemperatur im Lagerbecken steigt langsam an, was auf die Kondensation von Dampf an der Wasseroberfläche zurückzuführen ist. Sie bleibt aber noch weit unterhalb der vom Druck im Sicherheitsbehälter bestimmten Siedetemperatur. Ebenso steigt der Wasserspiegel im Becken geringfügig an durch die durch Kondensation zusätzliche Wassermasse und die Ausdehnung aufgrund der angestiegenen Wassertemperatur.

Eine Fortsetzung der Analyse des Ereignisses über 70.000 s Problemzeit wird im Rahmen dieser Arbeiten nicht verfolgt, da hier nur der Einfluss der präventiven Notfallmaßnahmen dargestellt werden soll.

4.3.3 Ergebnisvergleich AC² mit MELCOR

Im Vorläufervorhaben wurde bereits der SBO-Basisfall ohne mobile Pumpe mit dem Integralcode MELCOR 2.1 berechnet. Zur Validierung der AC²-Ergebnisse wird im Folgenden eine vergleichende Bewertung ausgewählter Ergebnisse beider Programmsysteme durchgeführt. Tab. 4.2 zeigt für relevante Phänomene die berechneten Zeiten für beide Unfallanalysecodes.

Tab. 4.2 Ergebnisvergleich AC² – MELCOR für den SBO-Basisfall ohne mobile Pumpe und mit passiver sekundärseitiger Einspeisung

Phänomene des Unfallablaufes	AC ² Zeit [hh:mm:ss]	MELCOR aus /GRS 15/ Zeit [hh:mm:ss]
Station Blackout (SBO)	00:00:00	00:00:00
RESA	00:00:01	00:00:04
FD-Druck DE 1-4 > 86 bar	00:03:10	00:00:06
4 von 4 Füllstände DE < 4,0 m	00:58:45	00:32:14
Einleitung sekundärseitige Druckentlastung	01:12:26	01:10:32
Druck DE1-4 < 22 bar	01:12:56	01:11:18
Beginn passive Einspeisung aus SPW-System	01:13:46	01:10:50
p _{HKL} < 132 bar (erstmalig)	01:34:42	01:12:02
DH-Füllstand < 6 m (erstmalig)	01:37:47	01:12:12
p _{HKL} < 111 bar (erstmalig)	01:55:58	01:13:41
DH-Füllstand < 2,28 m	01:56:51	01:13:53
Notkühlsignal	01:56:53	01:13:53
Beginn Druckspeichereinspeisung heiße Stränge	03:02:04	02:24:08
Ende Einspeisung aus SPW-Behälter (Massenstrom < 1kg/s)	03:36:49	05:06:00
Beginn 1. Zyklus Öffnen DH-Abblaseventil	05:45:23	04:24:10
Bersten der Berstscheibe am Abblasebehälter	06:00:44	05:26:00
Wasserstand RDB < MIN3	07:35:32	07:55:09
Primärseitige Druckentlastung (PDE)	07:35:32	07:55:09

Phänomene des Unfallablaufes	AC² Zeit [hh:mm:ss]	MELCOR aus /GRS 15/ Zeit [hh:mm:ss]
Beginn Kernfreilegung	07:39:53	07:57:52
Vollständige Freilegung aktiver Kern	07:48:01	08:04:53
Beginn Brennstabversagen	07:57:45	08:14:56
Ende Druckspeichereinspeisung heiße und kalte Stränge	10:00:50	09:28:37
Beginn Verlagerung Corium unteres Plenum	12:06:12	12:33:58
Vollständiges Ausdampfen untere Bodenkalotte des RDB	13:12:53	12:44:50
RDB-Versagen	14:06:58	13:54:36
Beginn Schmelze-Beton-Wechselwirkung Reaktorgrube	14:06:58	13:54:36

Die in Tab. 4.2 dargestellten Ergebnisse zeigen, dass beide Programme ähnliche Zeitpunkte für die relevanten Phänomene der Kernzerstörung und des RDB-Versagens berechnen. Größere Unterschiede sind nur in der Anfangsphase des Unfallablaufes, der im Wesentlichen rein von der Thermohydraulik bestimmt wird, hinsichtlich der sekundärseitigen Wärmeabfuhr zu erkennen. In dieser Phase berechnet MELCOR einen größeren Wärmeübertrag von der Primär- zur Sekundärseite, was zu schnelleren Abläufen beim Ausdampfen der Sekundärseite und der damit verbundenen primärseitigen Druckabsenkung führt. Diese Unterschiede sind im Wesentlichen auf den unterschiedlichen Modellierungsgrad der Thermohydraulik-Modelle zurückzuführen. Das Programm MELCOR – als so genannter Integralcode – nutzt eher vereinfachte stärker parametrisierte Modelle, wogegen der ATHLET-Teil von AC², der zur Berechnung von Transienten und Auslegungstörfälle mit detaillierten Modellen entwickelt wird, im Vergleich zu MELCOR wesentlich detailliertere Modelle verwendet. So wird in ATHLET z. B. ein detailliertes Wasserabscheider-Modell für die Dampferzeuger verwendet. In MELCOR dagegen gibt es kein separates Modell eines Wasserabscheiders. Dort wird es über eine geeignete Anordnung von Kontrollvolumina und Strömungsverbindungen mit speziellen Öffnungshöhen bewerkstelligt. Die Unterschiede können zudem in dem unterschiedlichen Detaillierungsgrad der Nodalisation (4-Loop-Darstellung des Reaktorkühlkreislaufes in AC² und 2-Loop-Darstellung in MELCOR; detailliertere Sicherheitsbehältermodellierung in COCOSYS, etc.) gesehen werden.

Generell ist zu sagen, dass beide Programme den Unfallablauf des SBO-Basisfalls qualitativ sehr ähnlich berechnen. Daraus kann geschlussfolgert werden, dass beide Anlagenmodelle hinreichend genaue Aussagen hinsichtlich des zu erwarteten Anlagenverhaltens liefern.

4.4 Ereignis langfristiger SBO mit ausgewählten neuen präventiven Notfallmaßnahmen

Nach Fukushima und als Ergebnis der „Stress-Test“-Ergebnisse wurde in den deutschen Kernkraftwerken das präventive Notfallschutzkonzept erweitert. So wurden in der DWR-Referenzanlage u. a. zwei mobile Dieselgeneratoren (MEDGn) zur besseren Beherrschung des langfristigen „Station Blackout“-Ereignisses installiert. Die erforderlichen Maßnahmen zur Verwendung der mobilen Dieselgeneratoren sind im Notfallhandbuch der Referenzanlage dokumentiert.

Das Hauptziel des Einsatzes der MEDGn beim SBO ist es, die für die vitalen Sicherheitsfunktionen benötigte Gleichstromversorgung bei einem SBO sicherzustellen. Darüber hinaus müssen die MEDGn in der Lage sein, die Systeme zu versorgen, die zum Abfahren der Anlage und zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern und dem Brennelement-Lagerbecken benötigt werden. Für diese Einsatzfälle sind anlagenspezifische Karenzzeiten ermittelt worden. Die Notfallmaßnahme „Aufbau einer mobilen Notstromversorgung“ wurde entwickelt, um die Anlage in Kombination mit „SDE mit mobiler Dampferzeuger-Bespeisung“ mittelfristig ohne D1- & D2-Notstromversorgung in einem sicheren Zustand zu halten. Die Nachkühlung bzw. Beckenkühlung wird damit sichergestellt.

Für das hier untersuchte Szenario wird ein anderer Einsatzfall der MEDGn untersucht. Die MEDGn werden für einen Flutbetrieb mit anschließenden Kreislaufbetrieb in einer Phase nach durchgeführten PDE verwendet.

In der Sensitivitätsanalyse werden 80 Analysen mit unterschiedlichen Parametersätzen durchgeführt. Es wird vermieden, dass bei den Sensitivitätsanalysen durch SUSAs eine Parameterbelegung erzeugt wird, die bereits beim SBO-Basisfall verwendet wurde. Die Prozedur zur Durchführung der Sensitivitätsanalysen ist in Kapitel 3 dargestellt. Das Ende der Analysen soll bei der Problemzeit 70.000 s nach Ereigniseintritt liegen.

4.4.1 Berücksichtigte neue präventive Maßnahmen

In den Sensitivitätsanalysen werden für diesen postulierten Einsatzfall die beiden mobilen Dieselgeneratoren (MEDG1 und MEDG2) der DWR-Referenzanlage zusätzlich zu den präventiven Notfallmaßnahmen des SBO-Basisfalls berücksichtigt. Die Nutzung der beiden MEDG erlaubt die Verwendung der folgenden Sicherheitssysteme:

Mobiler Dieselgenerator 1 (MEDG1):

- Bereitstellung der vier Pumpen des Zusatzboriersystems JDH10-40 mit Ansaugung aus den Flutbecken und Einspeisung in die kalten Stränge und
- Wiederherstellung der Gleichstromversorgung 24 V.

Mobiler Dieselgenerator 2 (MEDG2):

- Leistungsversorgung der Not-Nachkühlkette FAK/KAA der Redundanz 5 oder 8.

4.4.2 Analyseergebnisse Sensitivitätsanalysen SBO mit präventiven Maßnahmen

Zur Auswertung der Ergebnisse der Sensitivitätsanalysen zum Unfallablauf „langfristiger Station Blackout“ wurden die durchgeführten Rechnungen in Erfolgs- und Versagenssequenzen eingeteilt. Als Kriterium zur Unterscheidung der Kategorien wurde das Erreichen eines Füllstands im Primärkreislauf (PKL) oberhalb der Mitte der heißen Leitung am RDB herangezogen (Level > 0 m). Wird dieser Füllstand erreicht, ist die Schichtmannschaft in der Lage die Nachkühlstränge wieder wirksam zuzuschalten und so den Übergang in das Kreislaufkühlen einzuleiten. Um der Schichtmannschaft zur Identifikation dieses Zustandes und zur Durchführung der notwendigen Handmaßnahmen ausreichend Zeit einzuräumen, wurde für die Einteilung in die Kategorie „Erfolgssequenz“ außerdem gefordert, dass der Füllstand für mindestens 1.200 s oberhalb der genannten Marke verbleiben muss. Abb. A. 29 zeigt den zeitlichen Verlauf des Füllstands im PKL für alle Erfolgssequenzen. Die Legende der Grafik bezeichnet die Fall-IDs der Simulationsläufe. Abb. A. 30 zeigt den Füllstandsverlauf im PKL für diejenigen Sequenzen, bei denen die zufällige Kombination der mit Unsicherheiten behafteten Parameter nicht zur Erfüllung der oben beschriebenen Erfolgskriterien führte. In insgesamt 11 von 80 Rechenfällen (Fall-Nr: 012, 028, 042, 046, 057, 058, 059, 067, 069, 071, 073) wurden die

Simulationen in Folge numerischer Instabilitäten vorzeitig abgebrochen. Diese Ergebnisse wurden nicht in die Auswertung einbezogen. Damit wurde die erforderliche Mindeststichprobengröße von $N_{\min} = 68$ eingehalten (siehe Kapitel 3.1).

Um herauszuarbeiten, welche unsicheren Parameter einen besonders hohen Einfluss auf das Erreichen eines Nachweisziels (Erfolgssequenz) haben, werden die Ergebnisse statistisch ausgewertet. Zunächst werden die Ergebnisse dazu nach den oben beschriebenen Kriterien kategorisiert und einer dichotomen Variable mit den Werten „Erfolg“ und „Versagen“ zugeordnet. Weiter werden den kategorisierten Simulationsergebnissen die zugehörigen unsicheren Parameterwerte aus den Eingabedatensätzen zugeordnet. Die derart sortierten Datensätze können über Kerndichteschätzungen (Kernel Density Estimation, KDE) ausgewertet werden. Dabei werden Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen (Probability Density Funktion, PDF) für die Verteilung der unsicheren Parameterwerte in beiden Kategorien aus den Ergebnisdaten geschätzt. Werden die sich ergebenden KDE der beiden Kategorien gegenübergestellt, deuten Asymmetrien dieser Funktionen auf einen Einfluss des jeweiligen unsicheren Parameters auf eine Zuordnung in die Kategorie „Erfolg“ oder „Versagen“ hin. Aus Asymmetrien in den KDE lassen sich somit qualitative Hinweise für den Einfluss eines unsicheren Parameters auf den Erfolg bzw. Misserfolg einer Unfallsequenz ableiten. In Abb. A. 32 bis Abb. A. 35 sind diejenigen kategorisierten Ergebnisverteilungen der Parameter dargestellt, bei denen größere Asymmetrien aufgetreten sind.

Um die statistische Signifikanz sowie die Effektstärke der identifizierten Einflüsse zu bewerten, werden die Ergebnisse auf Korrelationen hin untersucht. Zur Bewertung wurde dabei der Rangkorrelationskoeffizient nach Spearman herangezogen. Für die vorliegende Untersuchung setzt der große rechentechnische Aufwand der gekoppelten AC^2 -Analysen in Verbindung mit dem langen notwendigen Betrachtungszeitraum Limitationen bei dem erreichbaren Umfang der Stichprobe, also den durchführbaren Simulationen. So wurden zur Untersuchung des Unfallablaufs „langfristiger Station Blackout“ $N = 80$ Simulationen, entsprechend der Stichprobenumfangsabschätzung in Kapitel 3.3, durchgeführt. Unter Einbeziehung dieses Umstands und unter Berücksichtigung der Anzahl unsicherer Eingangsparameter für die Analyse ($M = 45$) wurde eine maximale akzeptierte Irrtumswahrscheinlichkeit der Korrelationsanalyse von $p_{\max} = 0,1$ gewählt. Der p-Wert kann Werte zwischen Null und Eins annehmen und als Maß für die statistische Signifikanz der identifizierten Korrelation interpretiert werden, wobei kleine Werte von p auf eine hohe Signifikanz hindeuten. Abb. A. 31 zeigt die Ergebnisse dieser Korrelationsanalyse für alle 45 unsicheren Parameter des Unfallablaufs „SBO“. Die Ergebnisse

sind außerdem in Tab. 4.3 zusammengefasst. Es zeigt sich, dass die Verfügbarkeit der Beckenkühlpumpe (NH_useFAK) einen starken positiven Effekt auf den Erfolg einer Sequenz hat. Sowohl der Rangkorrelationskoeffizient nach Spearman (SRKK = 0,59) als auch der Wert der statistischen Irrtumswahrscheinlichkeit ($p = 1,3E-07$) weisen auf den stärksten Zusammenhang in der vorliegenden Untersuchung hin. Abb. A. 32 zeigt, dass keine Erfolgssequenz ohne verfügbare FAK-Pumpe aufgetreten ist. Auch kurze Zeiten bis zur Verfügbarkeit der mobilen Dieselgeneratoren (MEDG; NH_t_EDGav) und Verfügbarkeiten der Pumpen des Zusatzboriersystems (JDH; NH_av_JDH1, NH_av_JDH4) zeigen einen Einfluss auf den Erfolg der Sequenzen. Die Verzögerung vor Feed in SG3 (T4SPW2SG3) und SG4 (T4SPW2SG4) zeigen bei der gewählten maximalen Irrtumswahrscheinlichkeit (p_{max}) von 0,1 einen signifikanten Einfluss mit gegenläufigen Vorzeichen. Ein hohes Bestimmtheitsmaß von $R^2 = 0,80$ deutet auf eine hohe Aussagekraft der durchgeführten Korrelationsanalyse hin.

Einzelfallanalysen der Erfolgssequenzen zeigen auf, dass auch bei der Verfügbarkeit von mehr als zwei JDH-Pumpen ein dadurch bedingtes Druckniveau im Primärkreis oberhalb des maximalen Einspeisedruckes der FAK-Pumpe nicht zwingend das schnelle Wiederauffüllen des PKL verhindert. Es zeigt sich aber auch, dass nur ein Fall von insgesamt vier Fällen mit 4 JDH-Pumpen zu einem positiven Ergebnis geführt hat. Tab. 4.4 ordnet den Erfolgssequenzen die Anzahl der jeweils verfügbaren JDH-Pumpen zu.

Tab. 4.3 Spearman Rangkorrelationskoeffizient für Erfolg/Versagen SBO

Nr.	Name	Beschreibung	SRKK	p-Wert
45	NH_useFAK	Verfügbarkeit FAK-Pumpe	0.59	1.3E-07
35	NH_t_EDGav	Zeit bis Verfügbarkeit MEDGs	-0.26	0.037
24	T4SPW2SG3	Verzögerung vor SG3 feed	0.26	0.038
44	NH_av_JDH4	Verfügbarkeit JDH-Pumpe 40	0.22	0.064
41	NH_av_JDH1	Verfügbarkeit JDH-Pumpe 10	0.21	0.088
25	T4SPW2SG4	Verzögerung vor SG4 feed	-0.20	0.091

Tab. 4.4 Anzahl verfügbarer JDH-Pumpen bei Erfolgssequenzen

Fall-Nr.	Anzahl JDH-Pumpen
003	3
005	3
006	2
007	1
011	4
013	3
017	3
020	3
024	2
029	2
031	0
033	2
034	3
051	3
056	3
065	1
066	3
070	3

Die Sensitivitätsanalysen für den SBO mit MEDG zeigen zudem, dass nur die Analysen mit den Fall-Nummern 017, 019, 026, 037, 044, 047, 054, 056 und 079 am Ende der jeweiligen Analyse bei 75.000 s (70.000 s Dauer der Transiente) keinen Kernschaden aufweisen. Allen Analysen gemeinsam ist, dass die Zeit bis zur Herstellung der Verfügbarkeit der mobilen Dieselgeneratoren (Parameter NH_t_EDGav) kleiner als 6,7 h ist.

4.4.3 Bewertung Sensitivitätsanalysen zum SBO

Die Nutzung der Sensitivitätsanalyse zur Untersuchung der Wirksamkeit der neuen präventiven Notfallmaßnahmen stellt sich als ein geeignetes Werkzeug dar. Es wurden 80 verschiedene Unfallabläufe mit unterschiedlichen Belegungen der mit Unsicherheiten behafteten Parameter durchgeführt. Von den 80 Analysen brachen 11 Analysen aufgrund von numerischen Instabilitäten ab, die nicht mit in die Auswertung einbezogen wurden. Die restlichen Analysen liefen bis 70.000 s nach Ereigniseintritt. Damit wurde die Mindeststichprobengröße für den SBO-Fall erreicht.

Es zeigt sich, dass mit Hilfe der Sensitivitätsanalysen Wirksamkeitsbereiche der präventiven Notfallmaßnahmen bestimmt werden können. So konnten für 18 Parametersätze bei dem untersuchten Szenario gezeigt werden, dass der Kern durch den Einsatz der

MEDG soweit geflutet und der hohe Wasserstand ausreichend lange gehalten werden kann, sodass ein Übergang auf das Kreislaufkühlen möglich sein müsste.

Ein weiteres Ergebnis der Analysen ist, dass der Übergang auf das Kreislaufkühlen bei gleichzeitiger Vermeidung eines Kernschadens nur möglich wird, wenn die mobilen Dieselgeneratoren bei den hier postulierten Systemverfügbarkeiten spätestens 6,7 h nach SBO-Eintritt einsatzbereit sind.

5 Sensitivitätsanalysen zum Unfallablauf „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen“ (Arbeitspaket 4)

Nachfolgend werden die analysierten Unfallabläufe für die einleitenden Ereignisse „Kleines Leck“ dargestellt. Für den Basisfall wird der Umfang des in der Referenzanlage umgesetzten anlageninternen Notfallschutzes zum Zeitpunkt der Fukushima-Unfälle angenommen, d. h. es sind noch keine aus den Fukushima-Ereignissen abgeleiteten zusätzlichen Maßnahmen bei diesen Analysen berücksichtigt. In den nachfolgenden Sensitivitätsanalysen werden zusätzlich zu den Notfallmaßnahmen des Basisfalls ausgewählte neue mitigative Notfallmaßnahmen berücksichtigt, die mit dem neuen SAMG-Konzept, das in der Referenzanlage nach Fukushima realisiert worden ist und im „Handbuch der mitigativen Notfallmaßnahmen (HMN)“ dokumentiert ist. Für die Unfallanalysen finden die Versionen ATHLET-CD 3.2.1 (Rev. 9510) und COCOSYS 3.0.1 (Rev. 8882) Verwendung.

5.1 Modifikationen AC²-Datensatz

Die in Kapitel 4.2 beschriebenen Ergänzungen und Optimierungen des AC²-Eingabedatensatzes der Referenzanlage sind auch für die Analysen zum kleinen Leck berücksichtigt. Zudem sind die in Arbeitspaket 5 durchgeführten Ergänzungen hinsichtlich der Anwendung betrieblicher Lüftungssysteme bzw. Lüftungssysteme für Ausleuchtungsstörfälle als HMN-Maßnahmen in dem verwendeten Eingabedatensatz vorhanden, die aber im Rahmen der Analysen dieses Arbeitspaketes keine Anwendung finden.

5.2 Basisfall „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“

Für das „kleine Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“ (im weiteren Verlauf auch nur „kleines Leck“ genannt) erfolgt die Analyse des Basisfalls, der die relevanten Maßnahmen des Notfallhandbuches der Referenzanlage berücksichtigt, die bis zu den Fukushima-Ereignissen in der Referenzanlage bereits umgesetzt waren.

5.2.1 Randbedingungen des Basisfalls

Um einen auslegungsüberschreitenden Ereignisablauf zu erreichen, werden zusätzlich zum einleitenden Ereignis „Kleines Leck“ weitere Ausfälle von Sicherheitssystemen postuliert. Das Leck im heißen Strang der DH-Kühlmittelschleife weist eine Leckgröße von 20 cm² auf. Folgende Randbedingungen sind berücksichtigt:

- Kleines Leck mit einer Leckgröße von 20 cm²,
- 100K/h-Abfahren verfügbar,
- Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen und der An- und Abfahrpumpen,
- Ausfall der Notbespeisung durch die vier Notspeisepumpen,
- Einspeisung durch die vier Sicherheitseinspeisepumpen verfügbar,
- Keine Umschaltung auf Nachkühlung bei $KMT_{\text{heiß}} < 160^{\circ}\text{C}$ in der Störfallphase bevor die Flutbecken leer sind.
- Ausfall der Sumpfschaltung nach Entleerung der Flutbecken,
- Ansaugen der Sicherheitseinspeisepumpen aus dem Sumpf wegen des Ausfalls der Sumpfschaltung ebenfalls nicht verfügbar,
- keine passive Bespeisung der Sekundärseite aus den SPW-Leitungen und dem Speisewasserbehälter,
- keine sekundärseitige Bespeisung durch die mobile Pumpe,
- ohne Verfügbarmachung der isolierten kaltseitigen Druckspeicher aus dem schutzzielorientierten Teil des Betriebshandbuchs.

5.2.2 Analyseergebnisse Basisfall „kleines Leck“

Der Basisfall „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“ wird mit dem GRS-Systemcode AC² analysiert. Die gesamte Simulationszeit beträgt 75.000 s. Nach einer stationären Phase von 5.000 s wird der transiente Verlauf durch die Einleitung des „20 cm²“-Lecks in der heißen Leitung der DH-Kühlmittelschleife über einen Zeitraum von 70.000 s berechnet. Die Analyseergebnisse des Basisfalls „kleines Leck“ sind in den Abbildungen Abb. B. 1 bis Abb. B. 31 gezeigt. In den dort dargestellten Diagrammen ist die Zeitachse derart umgerechnet worden, so dass die Transiente bei 0 s beginnt.

Der berechnete zeitliche Unfallablauf für den Basisfall „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“ mit den relevanten Phänomenen des Ablaufes ist in Tab. 5.1 zusammengefasst.

Tab. 5.1 Berechneter Unfallablauf: Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen

Phänomene des Unfallablaufes	Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen Zeit [hh:mm:ss]
„20 cm ² “-Leck heißer Strang	00:00:00
$\Delta p_{RSB/Atm} > 30$ mbar	00:00:04
RESA / TUSA	00:00:04
$p_{HKL} < 132$ bar	00:01:30
“100 K/h“-Abfahren	00:01:30
DH-Füllstand < 2,28 m	00:01:20
Notkühlsignal	00:01:51
HKMP aus	00:01:51
Drehzahl HKMP < 94 %	00:01:56
$p_{HKL} < 111$ bar	00:03:01
Sicherheitseinspeisepumpe JN10 bis JN40 ein	00:03:06
Isolierung der kaltseitigen Druckspeicher	00:10:11
Druck DE < 22 bar	00:50:51
Wasserstand DE 4 < 5 m (Ausfall Notbespeisung)	01:43:52
Wasserstand DE 1 < 5 m (Ausfall Notbespeisung)	01:44:24
Wasserstand DE 2 < 5 m (Ausfall Notbespeisung)	01:44:43
Flutbehälter JN10 bis JN40 leer	03:28:35
Sicherheitseinspeisepumpen JN10 – JN40 aus	03:28:35
Sumpfschaltung (versagt laut Postulat)	03:28:35
Wasserstand DE 3 < 5 m (Ausfall Notbespeisung)	03:33:20
Beginn Einspeisung heißseitige Druckspeicher	03:40:06
Wasserstand 4v4 DE < 4 m	04:34:09
Ende Einspeisung heißseitige Druckspeicher	04:38:44
Wasserstand RDB < MIN3	07:38:49
Beginn Kernfreilegung	07:54:37
Einleitungskriterium HMN	08:28:36
Beginn Hüllrohrversagen	08:48:55

Phänomene des Unfallablaufes	Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen Zeit [hh:mm:ss]
Vollständige Freilegung Reaktorkern	09:03:51
Beginn Verlagerung Corium unteres Plenum	09:19:55
Versagen RDB	10:55:04
Start Schmelze-Beton-Wechselwirkung	10:55:04
Vollständiges Ausdampfen unteres RDB-Plenum	10:59:40
Analyseende transiente Phase	19:26:40

Die Analyseergebnisse für das „20 cm²“-Leck ohne Einspeisung der kaltseitigen Druckspeicher sind in Abb. B. 1 bis Abb. B. 31 dargestellt. Der Verlauf und die Verteilung der Nachzerfallsleistung ist für dieses Szenario in Abb. B. 1 gezeigt. Der berechnete Leckmassenstrom ist in Abb. B. 2 dargestellt. Nach Initiierung des „20 cm²“-Lecks wird nach 4 s das Reaktorschutzsignal „ $\Delta p_{RSB/Atm} > 30 \text{ mbar}$ “ angeregt, das anschließend zur Auslösung der RESA führt. Durch die Leckausströmung fällt der Primärkreisdruck 90 s nach Ereigniseintritt unter 132 bar absolut, wodurch gleichzeitig das sekundärseitige 100K/h-Abfahren startet (Abb. B. 4). Die Öffnungsanteile der Abblaseregelventile der FSA-Stationen sind in Abb. B. 3 gezeigt. Die sekundärseitige Bespeisung durch die An- und Abfahrpumpen, Notspeisepumpen, mobile Pumpe und passiver Bespeisung als Notfallmaßnahme stehen per Definition in diesem Szenario nicht zur Verfügung. D. h. eine sekundärseitige Bespeisung der Dampferzeuger gibt es in dem hier untersuchten Szenario nicht.

Mit dem Unterschreiten des DH-Füllstandes von 2,28 m werden bei 80 s das Notkühl-signal angeregt und die Hauptkühlmittelpumpen ausgeschaltet. Der Primärkreisdruck unterschreitet 111 bar 181 s nach Ereigniseintritt, sodass die Einspeisung der vier Sicherheitseinspeisepumpen 186 s nach Ereigniseintritt beginnt (Abb. B. 8). Die Pumpen saugen dabei aus den vier Flutbecken und fördern boriiertes Wasser in den Primärkreis. Die Isolierung der vier kaltseitigen Druckspeicher erfolgt 00:10:11 h nach Ereigniseintritt, sodass diese in dieser Analyse nicht zur Verfügung stehen. Der Füllstand im Reaktor-druckbehälter fällt durch die Leckausströmung und Ausbildung der Deckelblase bis auf ca. 11 m ab. Durch die Einspeisung der Sicherheitseinspeisepumpen wird der Reaktor-druckbehälter aber wieder aufgefüllt und ist 01:51:16 h nach Ereigniseintritt wieder vollständig gefüllt (Abb. B. 7). Die Sicherheitseinspeisepumpen sind in der Lage das Leck zu überspeisen, sodass sich ein Gleichgewicht zwischen Einspeisung und Leckausströmung einstellt und der Primärkreisdruck konstant auf ca. 77,2 bar absolut bleibt (Abb. B.

6). Die Einspeisung durch die Sicherheitseinspeisepumpen endet bei 03:28:35 h, da die Flutbecken entleert sind. Es wird unterstellt, dass eine frühzeitige Umschaltung auf Nachkühlung bei $KMT_{\text{heiß}} < 160^{\circ}\text{C}$ nicht durchgeführt wird. Die nun folgende Umschaltung auf Sumpfansaugung steht für diese Analyse nicht zur Verfügung, sodass hier keine Einspeisung durch die Nachkühlpumpen erfolgt (Abb. B. 9). Da nun keine Einspeisung mehr in den Primärkreis erfolgt, fällt der Druck im Reaktordruckbehälter durch die Leckausströmung ab und bei 03:40:06 h beginnt die Einspeisung der heißseitigen Druckspeicher. Die heißseitige Druckspeichereinspeisung endet bei 04:38:44 h (Abb. B. 11). Die kaltseitigen Druckspeicher stehen nicht zur Verfügung, da sie 500 s nach Erreichen der Notkühlkriterien isoliert wurden (Abb. B. 12). Bei Beendigung der Druckspeichereinspeisung ist der Kreislauf wieder vollständig aufgefüllt, wobei sich im oberen Plenum des Reaktordruckbehälters aufgrund des Druckabfalles auf ca. 7,2 bar absolut wieder die Deckelblase ausgebildet hat. Im weiteren Verlauf dampft der Primärkreis über das Leck aus, da keine Einspeisung mehr zur Verfügung steht. Etwa 07:38:49 h nach Ereigniseintritt fällt der Füllstand im Reaktordruckbehälter unter die MIN3-Füllstandsmarke.

Der Beginn der Kernfreilegung wird bei 07:54:37 h erreicht. Der Wasserspiegel im Kern fällt weiter kontinuierlich ab und der obere Kernbereich wird freigelegt. Dort beginnt die Aufheizung der Brennelemente, die sich mit fallendem Wasserspiegel in die unteren Kernbereiche fortsetzt. In der ersten Phase der Aufheizung steigen die Hüllrohrtemperaturen der Brennstäbe linear an. Ab ca. 1000°C beginnt die verstärkte exotherme Oxidation der Hüllrohre, wodurch der Anstieg der Hüllrohrtemperaturen eskaliert (Abb. B. 18 bis Abb. B. 20). Der Beginn des Hüllrohrversagens wird bei 08:48:55 h berechnet. Das vollständige Ausdampfen des Kernbereichs erfolgt 09:03:51 h nach Ereigniseintritt. Im weiteren Verlauf wird der Kern weiter nach unten verlagert und lagert sich im Wesentlichen als Schmelze mit Kruste auf der unteren Kerntragestruktur ab. Das Corium heizt sich aufgrund der Nachzerfallsleistung weiter auf. Bei 09:19:55 h beginnt die Verlagerung von Kernmaterialien in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters, das zu diesem Zeitpunkt noch teilweise mit Wasser gefüllt ist. Das verlagerte Corium heizt die Kalottenwand des Reaktordruckbehälters stetig auf, sodass 10:55:04 h nach Ereigniseintritt des Reaktordruckbehälters durch Kriechen versagt. Damit beginnt die Verlagerung von Kernmaterial in die Reaktorgrube. Die noch im unteren Plenum befindliche Restwassermenge ist bei 10:59:40 h vollständig verdampft bzw. in die Reaktorgrube ausgetragen. Insgesamt werden in der Analyse 60,684 t Kernmaterial mit einer Nachzerfallsleistung von 5,583 MW aus dem RDB in die Reaktorgrube verlagert.

Während der Kernzerstörungsphase bis hin zum RDB-Versagen finden die Oxidation von Zirkaloy unter Wasserdampfatmosfera statt. Durch diese Reaktionen werden innerhalb des Reaktordruckbehälters insgesamt 651 kg Wasserstoff erzeugt (Abb. B. 21).

Die Schmelze-Beton-Wechselwirkung beginnt nach dem RDB-Versagen in der Reaktorgrube. Dort kommt es zum Erodieren des Betons der Gebäudestrukturen sowohl in axialer als auch radialer Richtung (Abb. B. 23 und Abb. B. 24). Wie in den Abbildungen dargestellt, kommt die Schmelze-Beton-Wechselwirkung bis zum Analyseende nicht zum Erliegen. Die Abb. B. 24 zeigt den Erosionsverlauf in der Reaktorgrube zu Beginn der Schmelze-Beton-Wechselwirkung bei 10:55:04 Stunden (entspricht der ursprünglichen Form der Reaktorgrube) sowie am Ende der Analyse bei 19:26:40 Stunden. Die radiale Erosion in der Reaktorgrube erreicht aufgrund der anfänglichen Form der Reaktorgrube sowie des in der Analyse verlagerten Coriumvolumens nicht den vertikalen Bereich der Grubenwand (siehe Abb. B. 24), sodass ein Versagen der Grubenwand durch Erosion und eine anschließende radiale Ausbreitung eines Teils des Coriums in den Ringspalt bzw. Sicherheitsbehältersumpf, wie bereits beim SBO-Basisfall, in dieser Analyse nicht auftritt.

Während der Schmelze-Beton-Wechselwirkung entstehen die brennbaren Gase H_2 und CO. Bis zum Analyseende werden nach dem RDB-Versagen durch die Schmelze-Beton-Wechselwirkung in der Reaktorgrube 318 kg H_2 generiert. Insgesamt entsteht bis zum Analyseende durch die Oxidation im RDB und außerhalb des RDB 969 kg H_2 (Abb. B. 21). Davon werden 873 kg H_2 durch die passiven autokatalytischen Rekombinatoren bis zum Analyseende in Wasserdampf umgewandelt (Abb. B. 29). Bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung werden zudem in der Reaktorgrube bis zum Analyseende 2.661 kg CO freigesetzt, wovon insgesamt 1.449 kg CO durch die passiven autokatalytischen Rekombinatoren rekombiniert werden (Abb. B. 29).

Der Zustand des Kerns am Ende der Analyse ist in Abb. B. 31 dargestellt. Der innere Ring 1 ist nahezu vollständig im aktiven Bereich zerstört und die Kernmaterialien in den unteren Kernbereich verlagert. Die Ringe 2 bis 3 sind in der oberen Kernhälfte abgeschmolzen. Beim Ring 4 ist der Beginn der Zerstörung zu erkennen. Im Falle einer Fortsetzung der Analyse werden auch diese Kernringe weiter zerstört und geschmolzenes Kernmaterial inklusive zusätzlicher Nachzerfallsleistung würde über das untere Plenum in die Reaktorgrube verlagert und dort die Schmelze-Beton-Wechselwirkung verstärken.

Der berechnete Druckverlauf in drei verschiedenen Bereichen des Sicherheitsbehälters (SHB) ist in Abb. B. 26 dargestellt. Der RSB-Druck steigt durch die Leckausströmung in der ersten Phase des Unfallablaufes an. Danach fällt der Druck im SHB wieder ab, was im Wesentlichen auf den geringer werdenden Leckmassenstrom sowie die Kondensation von Wasserdampf an den Betonstrukturen der SHB-Einbauten liegt. Mit dem RDB-Versagen und der einsetzenden Schmelze-Beton-Wechselwirkung, die zu einer Freisetzung von Wasserdampf und nicht-kondensierbaren Gasen führt, geht später nochmals ein Druckpeak einher. Nach dem Peak fällt trotz der weiter andauernden Schmelze-Beton-Wechselwirkung in der Reaktorgrube der Druck im SHB bis zum Analyseende wieder ab, da die Freisetzung von Wasserdampf und nichtkondensierbaren Gasen aus dem Beton den Effekt der Druckabsenkung durch die Kondensation von Wasserdampf an den Betonstrukturen innerhalb des SHB noch nicht ausgleichen kann. Erst bei weiter andauernder Gasfreisetzung wird der Druck wieder dauerhaft ansteigen, wenn die Strukturen im SHB aufgrund der Kondensation von Wasserdampf stärker aufgeheizt sind. Die Gaskonzentrationen sind beispielhaft für den oberen Dombereich des SHB in Abb. B. 30 dargestellt. Mit der Leckausströmung steigt die Wasserdampfkonzentration in den Raumbereichen des SHB nahezu stetig bis zum RDB-Versagen an. Danach fällt sie wieder ab, was an der Kondensation des Dampfes an den Oberflächen der SHB-Einbauten liegt. Die Sauerstoffkonzentration nimmt im Verlauf des Unfallablaufes im Wesentlichen durch den Verbrauch in den passiven autokatalytischen Rekombinatoren ab. Am Ende der Analyse ist noch Sauerstoff vorhanden, sodass die Rekombination von H_2 weitergehen wird, wenn die Rechnung fortgesetzt wird.

Die berechnete Wassertemperatur und zugehörige Siedetemperatur im Sumpf sind Abb. B. 25 zu entnehmen. Mit Beginn der Leckausströmung füllt sich der Sumpf des SHB auf. Die Temperatur des Sumpfwassers erreicht einen Höchstwert von ca. 107 °C und bleibt über den gesamten Simulationszeitraum unterhalb der Siedetemperatur.

Die Wassertemperatur und der Wasserstand im Brennelemente-Lagerbecken sind in Abb. B. 27 und Abb. B. 28 dargestellt. Die Wassertemperatur im Lagerbecken steigt langsam an, was auf die Kondensation von Dampf an der Wasseroberfläche zurückzuführen ist. Sie bleibt aber noch weit unterhalb der vom Druck im SHB bestimmten Siedetemperatur. Ebenso steigt der Wasserspiegel im Becken geringfügig durch die durch Kondensation zusätzliche eingebrachte Wassermasse und die Ausdehnung aufgrund der angestiegenen Wassertemperatur an.

Eine Fortsetzung der Analyse über 75.000 s bzw. 70.000 s (Problemzeit) wird im Rahmen dieser Arbeiten nicht verfolgt, da im Rahmen des Vorhabens nur der Einfluss der mitigativen Notfallmaßnahmen dargestellt werden soll, die das RDB-Versagen verhindern bzw. zu späteren Zeiten hin verschieben sollen.

5.2.3 Ergebnisvergleich AC² mit MELCOR

Im Vorläufervorhaben wurde der Basisfall „20 cm²“-Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen mit dem Integralcode MELCOR 1.8.6 bereits berechnet. Zur Validierung der Ergebnisse wird im Folgenden eine vergleichende Bewertung der Ergebnisse beider Programmsysteme durchgeführt. Tab. 5.2 zeigt für relevante Phänomene die berechneten Zeiten für beide Unfallanalysecodes.

Tab. 5.2 Ergebnisvergleich AC² – MELCOR für den „Kleines Leck“-Basisfall ohne Einspeisung kaltseitige Druckspeicher

Phänomene des Unfallablaufes	AC ² Zeit [hh:mm:ss]	MELCOR 1.8.6 aus /GRS 15/ Zeit [hh:mm:ss]
„20 cm ² “-Leck heißer Strang	00:00:00	00:00:00
$\Delta p_{RSB/Atm} > 30$ mbar	00:00:04	00:00:19
RESA / TUSA	00:00:04	00:00:19
$p_{HKL} < 132$ bar	00:01:30	00:01:01
“100 K/h“-Abfahren	00:01:30	00:01:01
DH-Füllstand < 2,28 m	00:01:20	00:01:12
Notkühlsignal	00:01:51	00:01:12
HKMP aus	00:01:51	00:01:12
Drehzahl HKMP < 94 %	00:01:56	00:01:16
$p_{HKL} < 111$ bar	00:03:01	00:01:38
Sicherheitseinspeisepumpe JN10 bis JN40 ein	00:03:06	00:01:42
Isolierung der kaltseitigen Druckspeicher	00:10:11	00:09:32
Druck DE < 22 bar	00:50:51	00:44:55
Wasserstand 4v4 DE < 5 m (Ausfall Notbespeisung)	01:44:43	01:17:41
Flutbehälter JN10 bis JN40 leer	03:28:35	03:10:40
Sicherheitseinspeisepumpen JN10 – JN40 aus	03:28:35	03:10:40
Sumpfschaltung (versagt laut Postulat)	03:28:35	03:10:40

Phänomene des Unfallablaufes	AC² Zeit [hh:mm:ss]	MELCOR 1.8.6 aus /GRS 15/ Zeit [hh:mm:ss]
Beginn Einspeisung heißseitige Druckspeicher	03:40:06	03:20:10
Ende Einspeisung heißseitige Druckspeicher	04:38:44	03:43:09
Beginn Kernfreilegung	07:54:37	06:14:10
Einleitungskriterium HMN	08:28:36	06:52:20
Beginn Hüllrohrversagen	08:48:55	06:56:20
Vollständige Freilegung Reaktorkern	09:03:51	07:31:30
Beginn Verlagerung Corium unteres Plenum	09:19:55	08:25:16
Vollständiges Ausdampfen unteres RDB-Plenum	10:59:40	08:43:44
Versagen RDB	10:55:04	10:47:43
Start Schmelze-Beton-Wechselwirkung	10:55:04	10:47:43

Der Ergebnisvergleich zwischen AC² und MELCOR für das kleine Leck mit Mehrfachversagen von Sicherheitssystemen, dargestellt in Tab. 5.2, zeigt größere Abweichungen während der Druckentlastungsphase des Unfallablaufes ausgehend vom kleinen „20 cm²“-Leck. Dieses ist im Wesentlichen auf Unterschiede beim kritischen Ausströmmodell zurückzuführen. Bei AC² ergibt sich ein langsamerer Druckabfall im Primärkreis, womit dann auch die Einspeisung der Sicherheitseinspeisepumpen sowie der heißseitigen Druckspeicher einhergeht. Während der komplexen Anfangsphase des kleinen Lecks, die ebenfalls rein durch thermohydraulische Prozesse bestimmt wird, machen sich die Unterschiede im Modellierungsgrad der Thermohydraulikmodelle zwischen den beiden Programmsystemen stärker bemerkbar. Die spätere Phase der Kernzerstörung nach Kernfreilegung und des RDB-Versagens wird dann aber wieder mit ausreichender qualitativer Übereinstimmung von beiden Programmsystemen berechnet.

Trotz der Unterschiede in der Anfangsphase des Leckablaufs, die im Wesentlichen auf unterschiedliche Thermohydraulikmodelle, aber auch auf die Unterschiede der Nodalisation zurückgeführt werden kann, kann hinsichtlich der Kernzerstörungsphase eine qualitativ ausreichende Übereinstimmung festgestellt werden, die zeigt, dass die Anlagenmodelle der beiden Programme in Ordnung sind und für den aus einem kleinen Leck sich entwickelnden Unfallablauf ähnliche Ergebnisse ergeben.

5.3 Ereignis „Kleines Leck“ mit ausgewählten mitigativen Maßnahmen des HMN

Das kleine Leck mit Mehrfachausfällen wird mit Berücksichtigung ausgewählter mitigativer Notfallmaßnahmen des HMN mit AC² simuliert. Die mitigativen Maßnahmen werden bei noch intaktem RDB eingeleitet. Das Nachweisziel im Rahmen dieser Untersuchung ist demnach die Vermeidung des RDB-Versagens.

5.3.1 Berücksichtigte neue mitigative Maßnahmen des HMN

Folgende mitigative Maßnahmen des HMN sind im AC²-Eingabedatensatz der Referenzanlage berücksichtigt:

- Einspeisung von Kühlmittel aus der Kühlmittellagerung über das Volumenregelsystem (eine oder zwei KBA-Pumpen möglich),
- Einspeisung von Wasser aus dem BE-Lagerbecken mit einer Beckenkühlpumpe des Not- und Nachkühlsystems,
- Verfügbarmachung der vorab isolierten kaltseitigen Druckspeicher.

5.3.2 Analyseergebnisse Sensitivitätsanalyse zum kleinen Leck

Das Vorgehen bei der statistischen Auswertung des Unfallablaufs „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen“ entspricht demjenigen zum Unfallablauf „SBO“, beschrieben in Kapitel 3.3. Der Erfolg (das Nachweisziel) der mitigativen Maßnahmen wird bei dem hier untersuchten Unfallablauf durch den Erhalt der Integrität des RDB definiert. Als Marker zur Kategorisierung in Erfolgs- und Versagenssequenzen wird der ATHLET-CD-Parameter „Leistung der Schmelze“ (PMELT aus dem Modul AIDA) verwendet. Dieser Parameter nimmt erst bei Versagen des RDB einen Wert größer null an, sodass für alle Sequenzen ohne Versagen des RDB (Erfolgssequenzen) der Wert des Parameters über den gesamten Betrachtungszeitraum bei null verbleibt.

Die Ergebnisse zeigen, dass nur für 12 der 80 durchgeführten Analysen die Kategorie „Erfolg“ zugeordnet werden kann (Fall-Nummern: 001, 008, 018, 019, 042, 044, 051, 067, 069, 074, 075, 076) und 28 Analysen die Kategorie „Versagen“. 40 der durchgeführten Simulationen sind vor einer geforderten Mindestsimulationszeit von 50.000 s ohne Versagen des RDB abgebrochen.

Abb. B. 32 zeigt den zeitlichen Verlauf von PMELT für alle Sequenzen mit versagendem RDB.

Der Grund für die Instabilität der Simulationen wird in einem Programmfehler von ATHLET-CD gesehen, der die Berechnung des Verdampfens des Wassers aus den heißseitigen Druckspeichern im unteren Kernbereich bei gleichzeitiger bereits erfolgter Anlagerung von Corium betrifft. Dieser Programmfehler wurde am Ende der Laufzeit des Vorhabens von den Programmentwicklern der GRS korrigiert. Die korrigierte Version konnte aber aus Zeitgründen nicht mehr für die Wiederholung der Sensitivitätsanalysen des kleinen Lecks herangezogen werden. Diejenigen Simulationsläufe, welche vor der geforderten Mindestsimulationszeit mit einem PEMLT > 0 abgebrochen sind, wurden dennoch der Kategorie „Versagen“ zugeordnet.

Die Sensitivitätsanalyse auf die dichotome Variable mit den Werten „Erfolg“ und „Versagen“ wurde entsprechend der Beschreibung in Kapitel 4.4.2 unter Anwendung des Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Analyse sind in Abb. B. 33 sowie Tab. 5.3 zusammengefasst. Mit der hohen Anzahl an Abbrüchen wird der festgelegte Mindeststichprobenumfang von $N_{\min} = 63$ (siehe Kapitel 3.3) nicht erreicht, sodass die Ableitung des globalen Bestimmtheitsmaßes R^2 der Analyse für die hier untersuchte Unfallsequenz „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“ als nicht mehr aussagekräftig angesehen werden kann.

Tab. 5.3 Spearman's Rangkorrelationskoeffizient im Unfallablauf „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“

Nr.	Name	Beschreibung	SRKK	p-Wert
40	HMN_av_KBA	Verfügbarkeit KBA-Pumpe	0.76	1.16E-08
42	HMN_av_FAK	Verfügbarkeit FAK-Pumpe	-0.56	1.62E-04
24	WL-min3-S	RDB-Füllstand < min3	-0.38	0.014
5	CPLUO2	Wärmekapazität des UO2	0.37	0.014
22	JRZ00EG31	30mbar Kriterium	0.36	0.019
10	Time4prep	Zeitbedarf Vorbereitung SDE	-0.32	0.059
41	HMN_nr_KBA	Anzahl verfügbare KBA-Pumpen	0.28	0.078
15	NHB_Tg4_1	KMT ein Loop 1	0.26	0.145
29	Ce1Tg650T	Kernaustrittstemperatur Ring 1 als HMN-Kriterium	-0.25	0.105
8	useDSinj	Nutzung der isolierten kaltseitigen Druckspeicher	-0.21	0.194
9	DSinj_T2p	Vorbereitungszeit zur Verfügbarmachung der isolierten kaltseitigen Druckspeicher	0.21	0.135

Bei der Bewertung identifizierter Korrelationen gilt, dass hohe Korrelationen umso leichter zu erzielen sind, je kleiner die Stichprobe ausfällt, da zufällige Schwankungen in den Ergebniswerten einen großen Einfluss auf den Betrag des Korrelationskoeffizienten ausüben können. Aus diesem Grund ist die Irrtumswahrscheinlichkeit p in die Bewertung mit einzubeziehen. In Tab. 5.3 sind diejenigen unsicheren Parameter, welche einen p -Wert oberhalb des maximal geforderten Wertes von $p_{\max} = 0,1$ und dennoch einen SRKK oberhalb des als Grenze für einen „schwachen Zusammenhang“ geltenden Wertes von 0,2 aufweisen grau hinterlegt. Von einem kausalen bzw. nicht zufälligen Zusammenhang kann für diese Parameter nur mit ungenügender Sicherheit ausgegangen werden. Abb. B. 34 bis Abb. B. 39 zeigen die Kerndichteschätzungen und kategorisierten Ergebnisverteilungen derjenigen mit Unsicherheiten behafteten Parameter, welche in der Korrelationsanalyse entsprechend Tab. 5.3 auffällige Werte aufweisen.

Der größte Einfluss aus der Korrelationsanalyse auf den Erfolg einer Sequenz kann für die Verfügbarkeit der KBA-Pumpen (HMN_av_KBA) identifiziert werden. Sowohl der Rangkorrelationskoeffizient nach Spearman (SRKK = 0.76) als auch der Wert der statistischen Irrtumswahrscheinlichkeit ($p = 1.16E-08$) deuten auf einen starken Zusammenhang zwischen Erfolg einer Unfallsequenz und Verfügbarkeit der KBA-Pumpe hin. Abb. B. 34 zeigt, dass keine Erfolgssequenz ohne verfügbare KBA-Pumpe aufgetreten ist. In 10 der 12 Erfolgssequenzen waren außerdem zwei KBA-Pumpen (HMN_nr_KBA) verfügbar. Weiter zeigt sich eine negative Korrelation zwischen der Verfügbarkeit der FAK-Pumpe (HMN_av_FAK) und dem Erfolg der Unfallsequenz. Abb. B. 35 (links) zeigt, dass in 26 der 28 Versagenssequenzen die FAK-Pumpe verfügbar war, während sie in den Erfolgssequenzen etwa gleich häufig verfügbar bzw. unverfügbar war. Die Unsicherheit in der Messung des RDB-Füllstands (WL-min3-S), die Wärmekapazität des UO_2 (CPLUO2) sowie die Unsicherheit bei Auslösung des 30 mbar-Kriteriums (JRZ00EG31) zeigen mit abs (SRKK) $\approx 0,4$ und einer Irrtumswahrscheinlichkeit von $p < 0,02$ relevante und im Betrag ähnliche Korrelationen mit dem Erfolg einer Unfallsequenz. Die hohe Relevanz des 30 mbar-Kriteriums erscheint allerdings überbewertet, da dieses beim hier untersuchten Unfallszenario im Wesentlichen nur den Zeitpunkt des Förderbeginns der Sicherheitseinspeisepumpen triggert. Diese Überbewertung scheint aufgrund der zu kleinen Stichprobengröße entstanden zu sein. Ferner deuten die Ergebnisse darauf hin, dass kürzere Vorbereitungszeiten für die sekundärseitige Druckentlastung (Time4prep) einen relevant positiven Einfluss auf den Erfolg einer Unfallsequenz haben.

Eine Stabilisierung des Simulationsverhaltens der angewendeten AC²-Kopplung (bereits durch die Programmentwickler realisiert) und eine damit verbundene, mit angemessenem Aufwand erreichbare Erhöhung des Stichprobenumfangs kann die Aussagesicherheit der Ergebnisse deutlich erhöhen.

5.3.3 Bewertung Sensitivitätsanalysen kleines Leck

Im Gegensatz zu den Sensitivitätsanalysen zum SBO kam es bei den Analysen zum kleinen Leck zu häufigeren Abbrüchen der Unfallanalysen. So sind 40 der durchgeführten Simulationen vor einer geforderten Mindestsimulationszeit von 50 000 s ohne Versagen des RDB abgebrochen. Diese können auf einem Programmfehler in ATHLET-CD zurückgeführt werden, der von den Programmentwicklern bereits korrigiert wurde. Die Korrektur kam aber zu spät, um die 80 Sensitivitätsanalysen mit der korrigierten Version zu wiederholen. Damit wurde der festgelegte Mindeststichprobenumfang für das kleine Leck nicht erreicht.

Trotzdem können aus den Ergebnissen einige Erkenntnisse zur Wirksamkeit der neuen mitigativen Maßnahmen, die zum Vermeiden des RDB-Versagens eingesetzt werden, gemacht werden. Die Analysen zeigen z. B., dass die mitigativen Maßnahmen in 12 Fällen das RDB-Versagen im Analysezeitraum verhindern. Den größten Einfluss auf die Einhaltung des Nachweisziels hat dabei der Einsatz der KBA-Pumpen, die Wasser aus der Kühlmittellagerung ansaugen und über das Volumenregelsystem in den Reaktor-kreislauf fördern. Bei allen der 12 erfolgreichen Sequenzen waren die KBA-Pumpen verfügbar. In 10 der 12 Fälle kamen dabei zwei KBA-Pumpen zum Einsatz.

Ferner zeigen die Ergebnisse, dass der Einsatz der FAK-Pumpe, die das Wasser aus dem BE-Lagerbecken ansaugt, keinen großen Einfluss auf die erfolgreiche Verhinderung des RDB-Versagens hat. Das kann auf den begrenzten maximalen Förderdruck von 7,3 bar in Kombination mit der kleinen Leckgröße von 20 cm² zurückgeführt werden.

6 Erweiterung der Sicherheitsbehältermodellierung mit mitigativen Notfallmaßnahmen und Durchführung von Analysen zum Szenario „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“ (Arbeitspaket 5)

Im HMN der Referenzanlage sind mitigative Maßnahmen unter Verwendung von Systemen des SHB bzw. Reaktorgebäude-Ringraumes zu finden. Drei dieser Maßnahmen werden in der Modellierung des SHB (COCOSYS-Teil) für die Referenzanlage durch die Erweiterung des Eingabedatensatzes berücksichtigt. Diese mitigativen Maßnahmen sind:

- Einsatz der im SHB installierten Umluftkühler zur Verlangsamung des Druckanstieges und Reduzierung der Radionuklidfreisetzung,
- Einsatz des H₂-Durchmischungs- und Abbausystems zur Vergleichmäßigung der Wasserstoffkonzentration innerhalb des SHB,
- Anwendung der Störfall-Ringraumabsaugung zur Minimierung der Radionuklidfreisetzung.

Die Analysen zur Auswirkung / Effizienz dieser Maßnahmen wurde anhand des Störfalls „kleines Leck“ untersucht. Die Ergebnisse sind in den Abbildungen Abb. 6.1 bis Abb. 6.6 dargestellt. Die Zeitachse dieser Diagramme enthält auch die stationäre Phase, sodass hier der transiente Bereich bei 5.000 s Simulationszeit beginnt.

Dass es sich bei der Zuschaltung des Wasserstoff-Durchmischungs- und Abbausystems (im folgenden nur H₂-System genannt) um eine reine Handmaßnahme handelt, obwohl das System genau für Leck-Szenarien vorgesehen ist, lässt sich dadurch erklären, dass das System in dem untersuchten Fall außerhalb der Auslegung arbeitet. So sind die verbauten Lüfter des Systems nur bis zu einer gewissen maximalen Temperatur ausgelegt, und es ist davon auszugehen, dass sie oberhalb dieser Temperatur grundsätzlich Schaden nehmen. Im Auslegungsstörfall wird diese Auslegungstemperatur, anders als in den hier untersuchten Unfallabläufen, entweder gar nicht oder nicht lange überschritten.

Den größten Einfluss auf den Unfallablauf könnte das H₂-System und/oder das Umluftkühlersystem haben, wenn sie den Druck im Sicherheitsbehälter senken oder den Druckaufbau verzögern können. Die Drücke der drei Rechnungen mit den unterschiedlichen

Handmaßnahmen (jede Maßnahme wird separat pro Analyse untersucht) sowie des Basisfalls sind in Abb. 6.1 zu sehen. Es ist nur ein sehr geringer Einfluss der Zuschaltung des Umluftkühlersystems auf den Druck im Sicherheitsbehälter zu erkennen. Das H₂-System hätte nur dann einen Einfluss, wenn aufgrund der Durchmischung heiße Atmosphäre mit kalten Strukturen in Kontakt gekommen wäre, aber zu diesem Zeitpunkt sind alle Strukturen innerhalb des Sicherheitsbehälters bereits stark aufgeheizt. Die Kühlleistung der großen Umluftkühler ist mit insgesamt 856 kW im Vergleich zu den noch vorhandenen Nachzerfallsleistung von ca. 28 MW zu gering, um einen größeren Einfluss zu haben. Warum der Einfluss so gering ist, obwohl eigentlich erwartet wurde, dass an den kalten Oberflächen im Kühler viel Dampf kondensieren könnte – und dabei auch eine nicht unerhebliche Menge an Spaltprodukten an der Oberfläche der Kühler durch Thermophorese verbleibt – wird im Detail weiter unten diskutiert (siehe Abschnitt 6.1).

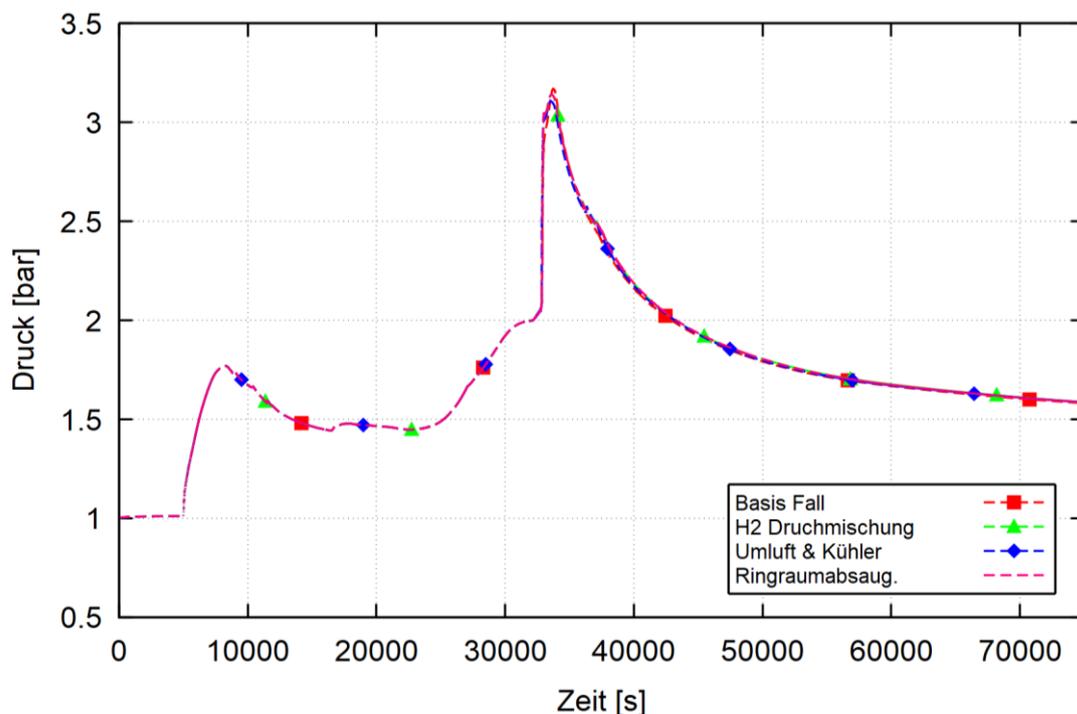


Abb. 6.1 Einfluss der Handmaßnahmen auf den Druck im Sicherheitsbehälter (SHB)

Welchen Einfluss die verschiedenen Handmaßnahmen auf die Spaltproduktverteilung außerhalb des SHB haben, ist in Abb. 6.2 anhand der Anteile der Spaltprodukte dargestellt. Generell ist anhand der Abbildung zur erkennen, dass der Freisetzunganteil vom SHB in den Ringraum bzw. vom Ringraum in die Umgebung im Vergleich zum Basisfall für alle drei zusätzlichen mitigativen Notfallmaßnahmen (Einsatz Umluftkühler, H₂-System und Störfallringraumabsaugung) im Vergleich zum Basisfall geringer ausfällt. Allerdings handelt es sich hier um sehr geringe Differenzen in den Anteilen.

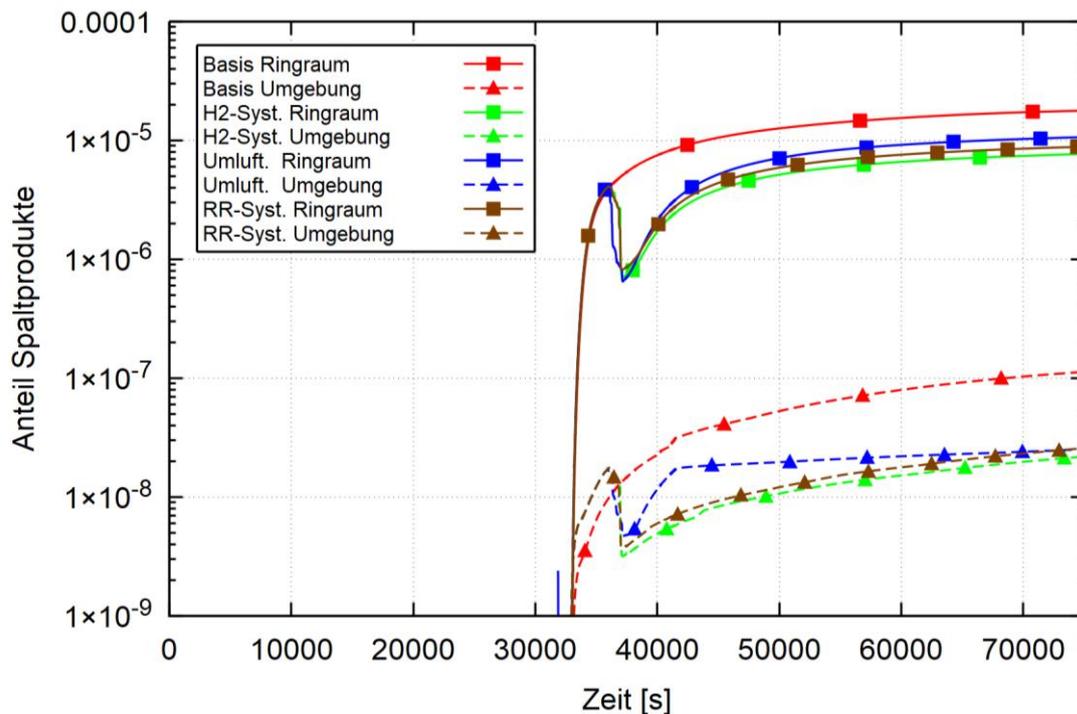


Abb. 6.2 Anteil an der aus dem Primärkreis freigesetzten Spaltprodukte in den Ringraum bzw. die Umgebung

Auch wenn – wie oben in Abb. 6.1 gezeigt – der Einfluss der verschiedenen Handmaßnahmen auf den Druck relativ gering ist, so führen auch schon geringe Druckschwankungen zu Änderungen in der Freisetzungsrates aus dem Primärkreislauf. Auch die Änderung der Zeitschrittweite des Programms kann einen Einfluss auf die Freisetzung haben, da eine Reduktion der Zeitschrittweite in COCOSYS die Zeitschrittweite von ATHLET-CD reduzieren kann und umgekehrt. Damit sich derartige Effekte nicht im Ergebnis widerspiegeln, sind in Abb. 6.2 nur die relativen Anteile dargestellt. Die anfänglich höhere Freisetzung aus dem Ringraum in die Umgebung bei Zuschaltung der Umluftsysteme kann dadurch erklärt werden, dass die erhöhte Dynamik im SHB neben der Zunahme der Agglomeration – die den höheren Rückhalt im Sicherheitsbehälter erklärt – auch zu einer erhöhten Spaltproduktkonzentration an der unterstellten Leckage in den Ringraum und somit zu einem erhöhten Transfer von sehr kleinen und somit sehr mobilen Aerosolpartikeln führt.

Die anfänglich hohe Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung bei erhöhtem Unterdruck im Ringraum kann dadurch zu erklären sein, dass die Lüftungssysteme mit Filtern versehen sind, und in dem Datensatz ein Standardfilter definiert wurde. Unter Umständen müsste der Rückhaltefaktor für kleine Aerosolpartikel höher gewählt werden.

Eine Wiederholung der Rechnung ist aus Zeitgründen nicht möglich, wäre aber wünschenswert, da in diesem Fall zwar die Reduktion der Spaltprodukte im Ringraum gegenüber dem Basisfall zu beobachten ist, aber die Masse nicht in den Filtern oder der Umgebung zu finden ist. Diese kann an Effekten der Zeitschrittsteuerung oder an numerischen Effekten aufgrund der sehr großen Umgebungszonen liegen.

Der etwa gleich große Einfluss der verschiedenen Maßnahmen auf die Spaltproduktfreisetzung kann zum Teil aus der ähnlichen Ansteuerung der Maßnahmen erklärt werden, andere Startkriterien für die Maßnahmen könnten unter Umständen diese deutlich stärker wirken lassen (siehe weiter unten).

6.1 Zuschalten der Umluftkühler

Wie alle anderen Handmaßnahmen wird die Zuschaltung der großen Umluftkühler mit dem Erreichen einer Kernaustrittstemperatur von 650 °C vorbereitet (Einstiegskriterium in das HMN), es wird im Modell angenommen, dass die Vorbereitung 15 min. in Anspruch nimmt. Insbesondere muss der Komponentenschutz außer Betrieb genommen werden, da die Lüfter ansonsten ab einer Temperatur von 65 °C außer Betrieb genommen werden würden. In der Simulation wird angenommen, dass die beiden Stränge mit einem gewissen Zeitversatz zugeschaltet werden, aber nur jeweils eine der beiden Redundanzen in Betrieb sein kann.

Entsprechend der räumlichen Lage und in Anlehnung an die Namensgebung der Zonen oberhalb der äußeren Peripherie werden die Stränge als Strang A und Strang C bezeichnet. Die Volumenströme der beiden Lüftungssysteme sind in Abb. 6.3 dargestellt. Bis 5000 s ist das Lüftungssystem im Normalbetrieb, um die Wärmeverluste des Reaktor-Kreislaufes in der stationären Phase abzuführen. Mit Eintritt des Ereignisses wird es auslegungsgemäß außer Betrieb genommen. Bei 31.825 s (entspricht 26.825 s nach Ereigniseintritt) wird Strang A des Lüftungssystems als HMN-Maßnahme in Betrieb genommen. Da zu diesem Zeitpunkt die Temperaturen im SHB bereits stark erhöht sind, kommt es nahezu instantan zu einer Schädigung des Umluftkühlsystems von Strang A, insbesondere noch bevor der akkumulierte Schaden (über 1 h) zu einem Ausfall des Systems führt. Das System fällt aus bei 34.603 s aufgrund einer Temperatur von über 135 °C in R78B, dem Raum in dem der größte Teil des Lüftungssystems aufgestellt ist. Das Zuschalten von Strang C wird im Datensatz bei 38.000 s initiiert. Dieser Zeitpunkt wird postuliert. Wie lang es in der Realität dauert, bis das erste System (Strang A) als ausgefallen registriert wird und bis das zweite System (Strang C) gestartet werden kann,

ist nicht genau spezifiziert. Insbesondere die Frage, wie lange es dauert bis der Ausfall von Strang A registriert wird, ist wahrscheinlich abhängig insbesondere vom genauen Schädigungsmechanismus und in wie weit die Instrumente zur Überwachung des Systems unter den im SHB vorherrschenden Bedingungen (zuverlässig) arbeiten.

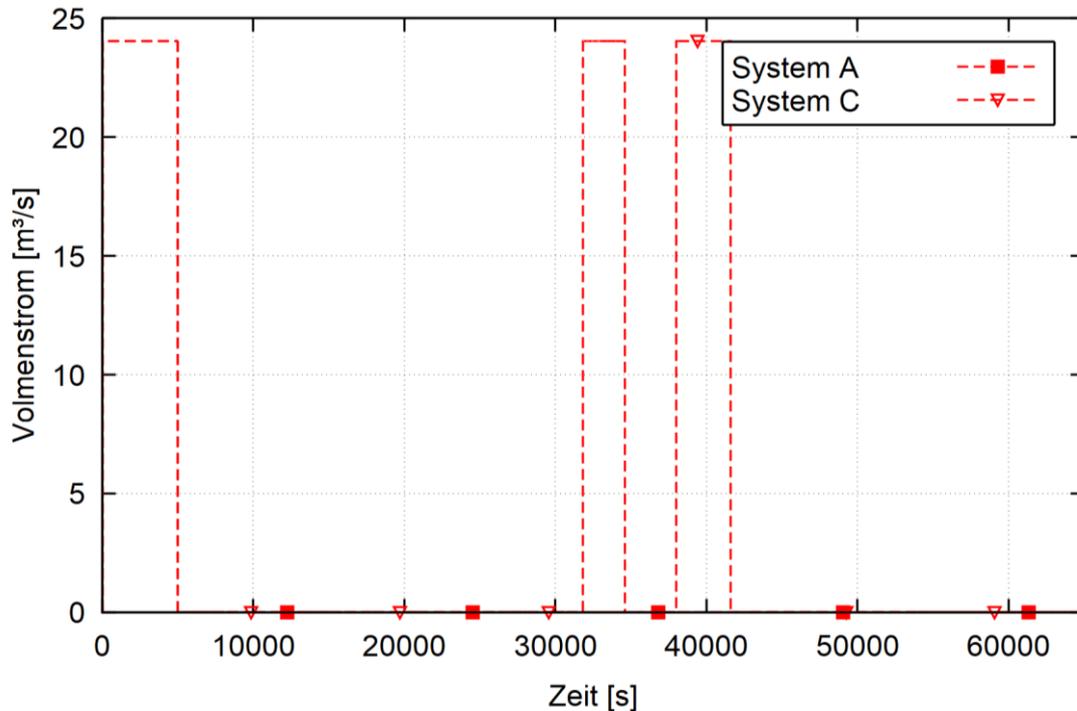


Abb. 6.3 Volumenstrom der Lüftungssysteme in der Analyse

In der Analyse versagt Strang C des Umluftkühlsystems genau nach 1 h bei 41.600 s aufgrund der hohen Temperaturen im Aufstellraum R78C und der Nachverfolgung der Betriebszeit oberhalb von 85 °C.

Besonders der Spaltproduktrückhalt des Umluftkühlsystems war bei der Gestaltung des COCOSYS-Datensatzes im Fokus des Interesses, deshalb wurden speziell die für dieses Projekt notwendigen Änderungen an COCOSYS implementiert. Die Masse der abgelagerten Spaltprodukte ist in Abb. 6.4 dargestellt.

Die abgelagerte Masse ist sehr gering, was auf den ersten Blick überraschend erscheint. Gerade die Kühler müssten aufgrund der anzunehmenden hohen Temperaturdifferenz zwischen Atmosphäre und Kühlflächen durch Thermophorese – also der Ablagerung von Spaltprodukten aufgrund eines Temperaturgradienten – und durch die Kondensation von Dampf zu einem starken Rückhalt von Spaltprodukten führen.

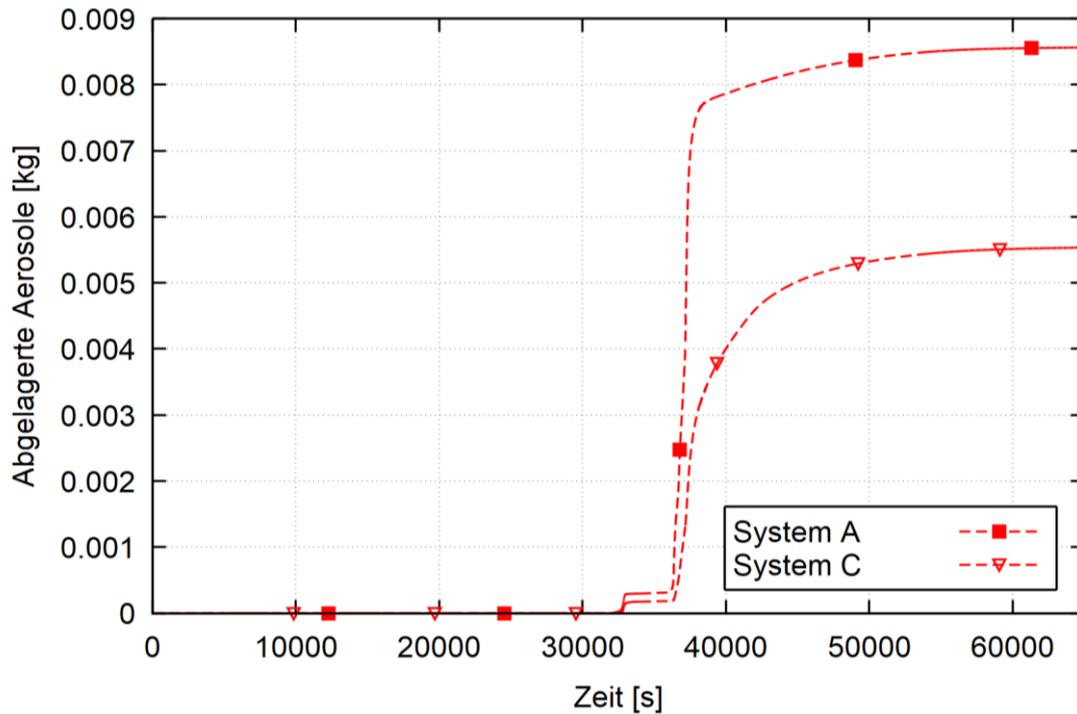


Abb. 6.4 Masse der in den Umluftkühlsystemen abgelagerten Aerosolen

Die zu dem Zeitpunkt der Inbetriebnahme schon stark aufgeheizte Oberflächenstruktur im Umluftkühler bzw. die hohe Temperatur des angesaugten Gases bei der Inbetriebnahme der Umluftkühler verhindern dagegen eine höhere Ablagerung (Abb. 6.5 bzw. Abb. 6.6). Selbst die Kondensation an den Kühlern kann nur in den letzten Sekunden des Betriebs der Umluftkühler des Stranges C stattfinden. Die restliche Zeit ist die Oberflächentemperatur der Kühlkörper deutlich oberhalb der Sattdampf Temperatur.

Ein Zuschalten der Umluftkühlsysteme zu einem späteren Zeitpunkt des Unfallablaufs könnte einen deutlich positiveren Einfluss auf den Unfallablauf haben. Da die Temperatur innerhalb des SHB störfallfest gemessen werden kann, sollte der Krisenstab in der Lage sein, den Start der Umluftkühler erst deutlich nach dem mit dem Beginn der Kernzerstörung einhergehenden hohen Temperaturpeak zu starten.

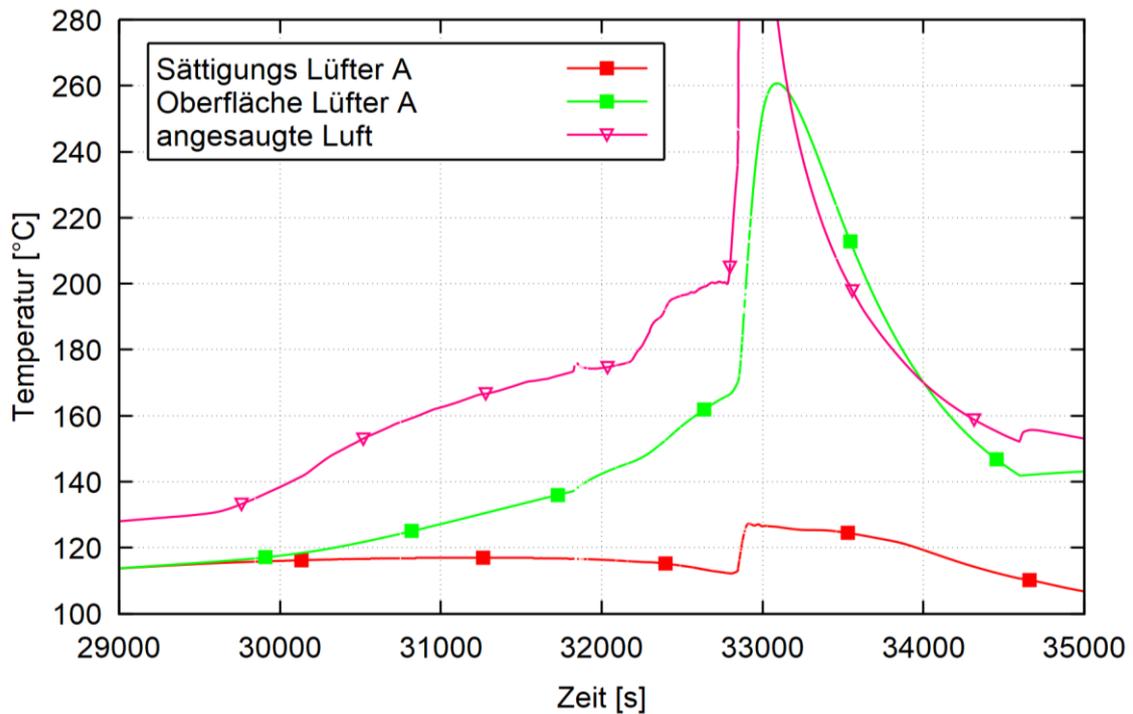


Abb. 6.5 Temperatur während des Betriebs des Umluftsystems Strang A

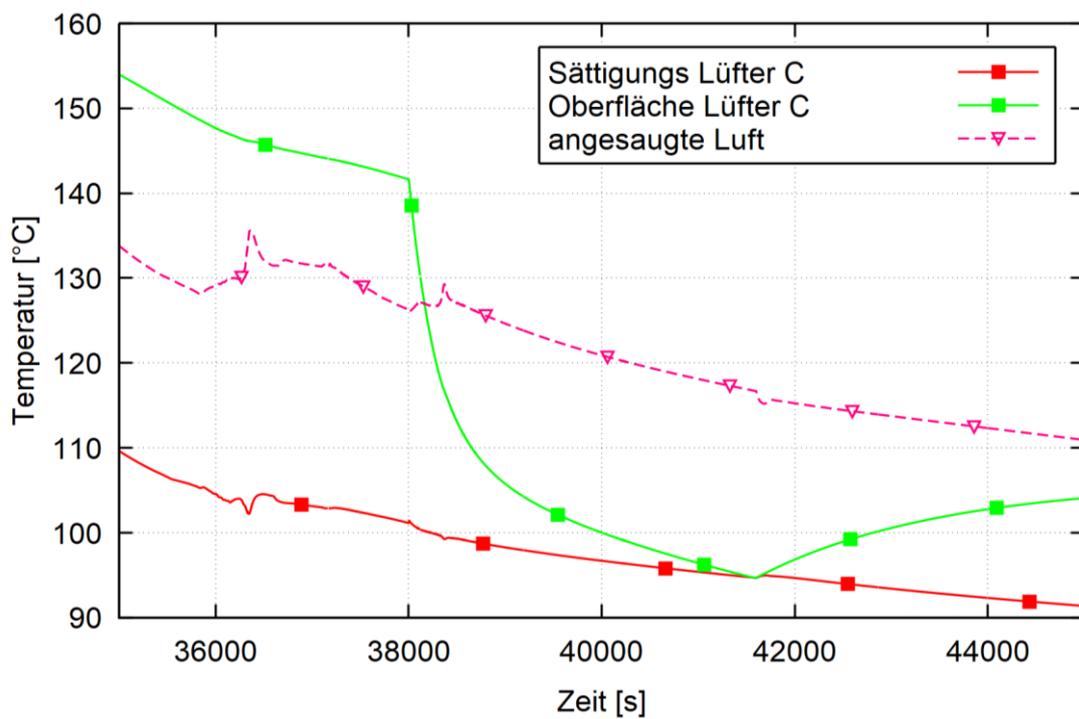


Abb. 6.6 Temperatur während des Betriebs des Umluftsystems Strang C

7 Bewertung des ertüchtigten anlageninternen Notfallkonzeptes der DWR-Referenzanlage unter Berücksichtigung von Sensitivitätsanalysen (Arbeitspaket 6)

Die Ergebnisse der AC²-Unfallanalysen bestätigen im Wesentlichen die Ergebnisse des Vorläufervorhabens 3613R01397, dass die nach den Fukushima-Unfällen durchgeführten und hier untersuchten Erweiterungen des anlageninternen Notfallschutzkonzeptes der DWR-Referenzanlage durch neue präventive und mitigative Maßnahmen einen weiteren Gewinn an Sicherheit bezüglich der Prävention bzw. Mitigation von auslegungsübergreifenden Unfallabläufen haben.

So zeigen die hier dargestellten Untersuchungen zu den neuen präventiven Einspeisemöglichkeiten bei SBO, die durch die Verwendung von zwei mobilen Dieselgeneratoren (MEDG) zur Verfügung stehen, dass unter bestimmten Randbedingungen (z. B. ausreichend schnelle Einsatzbereitschaft der MEDG und geeigneter Auswahl der Anzahl der Pumpen) der Reaktorkühlkreislauf soweit wiederaufgefüllt werden kann, dass ein Kernschaden vermieden wird und das Kreislaufkühlen mit einer Not-Nachkühlkette eingeleitet und damit die Anlage in einen kontrollierten gekühlten Zustand überführt werden kann. Damit wird Zeit für die Überführung der Anlage in einen dauerhaft sicheren Zustand durch weitere Wiederherstellungsmaßnahmen gewonnen. Bei diesem Szenario handelt es sich um einen besonderen Einsatzfall der MEDG, das nicht den von der RSK zu Grunde liegenden Randbedingungen zur Optimierung des anlageninternen Notfallschutzes für deutsche Kernkraftwerke /RSK 12/ entspricht.

Für die untersuchten mitigativen Maßnahmen des HMN der Referenzanlage zur Einspeisung von Kühlmittel aus betrieblichen Systemen mit dem Ziel das RDB-Versagen zu vermeiden bzw. hinauszuzögern zeigen die Sensitivitätsanalysen, dass es von 80 untersuchten Fällen 12 Fälle gibt, bei denen das RDB-Versagen durch die zusätzlichen mitigativen Maßnahmen des HMN vermieden werden können. In 15 Fällen der Sensitivitätsanalyse tritt das RDB-Versagen später als beim Basisfall auf. Andererseits zeigen die Ergebnisse auch 9 Fälle, bei denen das Versagen des RDB im Vergleich zum Basisfall früher auftritt (siehe Abb. B. 32). Generell kann aber festgestellt werden, dass in der größeren Anzahl der Fälle der Einsatz der ausgesuchten neuen mitigativen Maßnahmen zur Einspeisung in den RDB sein Versagen verzögert oder sogar vermieden wird.

Hinsichtlich der drei Sicherheitsbehältermaßnahmen (Einsatz Umluftkühlsystem, H₂-System und Störfallringraumabsaugung), die im Wesentlichen zur Minimierung der zu

erwartenden Radionuklidfreisetzung in die Umgebung im HMN der Referenzanlage zwecks Minimierung der zu erwartenden Radionuklidfreisetzung in die Umgebung vorgesehen sind, zeigen die Ergebnisse der AC²-Analysen, dass der Einfluss auf den Sicherheitsbehälterdruck und insbesondere die Minimierung der Freisetzungen eher gering ist. Hier ist aber zu beachten, dass es teilweise Schwierigkeiten bei den Analysen und auch Schwachstellen in COCOSYS selbst gegeben hat, sodass mit einer Bewertung hinsichtlich der Wirksamkeit der Maßnahmen eher zurückhaltend umgegangen wird.

8 Zusammenfassung

Ausgesuchte in der DWR-Referenzanlage nach Fukushima eingeführten neuen präventiven und mitigativen anlageninternen Notfallmaßnahmen wurden im Rahmen des hier dokumentierten Vorhabens mit Hilfe von deterministischen Unfallanalysen und Sensitivitätsanalysen auf ihre Wirksamkeit für ein speziell unterstelltes Szenario hin überprüft. Das Vorhaben setzt auf dem Vorläufervorhaben auf, indem bereits Unfallanalysen für dieselben Unfallsequenzen und unter Berücksichtigung derselben neuen präventiven und mitigativen Notfallmaßnahmen mit dem Integralcode MELCOR 1.8.6/2.1 durchgeführt wurden.

Die Unfallanalysen wurden in diesem Vorhaben mit dem GRS-Systemcode AC² durchgeführt, der eine Kopplung der detaillierten Unfallanalyseprogramme ATHLET-CD und COCOSYS darstellt. Ersterer dient zur Simulation des Verhaltens der gesamten Reaktoranlage mit Primär- und Sekundärkreis bei Kernschmelzunfällen. Letzterer wird zur Simulation des Sicherheitsbehälterverhaltens während Unfallabläufen eingesetzt.

Für die Bewertung der neuen Notfallmaßnahmen wurden zwei postulierte Unfallabläufe untersucht. Zur Bewertung der präventiven Maßnahmen wird der langanhaltende Station Blackout (SBO) herangezogen. Für die Darstellung der Wirksamkeit der mitigativen Notfallmaßnahmen wurde der Unfallablauf ausgehend von einem kleinen Leck (20 cm² Leckquerschnitt im heißen Strang der DH-Kühlmittelschleife) mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen gewählt.

Um einen Vergleichsmaßstab zu haben, wurde für jede Unfallsequenz ein so genannter Basisfall gerechnet, bei dem die präventiven und/oder mitigativen Notfallmaßnahmen berücksichtigt sind, die in der DWR-Referenzanlage vor Fukushima bereits vorhanden waren. Die Unfallanalysen mit den neuen Notfallmaßnahmen, die zusätzlich zu den Maßnahmen der Basisfälle berücksichtigt wurden, wurden für jedes einleitende Ereignis im Rahmen einer Sensitivitätsanalyse durchgeführt.

Die Ergebnisse des Vorhabens zeigen eine erstmalige erfolgreiche Anwendung von Sensitivitätsanalysen auf Unfallanalysen mit dem GRS-Systemcode AC² in Kombination mit dem GRS-Unsicherheitsanalyse-Tool SUSA (Software for Uncertainty and Sensitivity Analysis). Für die weitgehende Automatisierung der Durchführung der Sensitivitätsanalysen wurden zusätzliche Python-Skripte erstellt, die mit dem SUSA-Tool zusammenarbeiten.

Die Ergebnisse der AC²-Unfallanalysen bestätigen im Wesentlichen die Ergebnisse des Vorläufervorhabens 3613R01397, dass die nach den Fukushima-Unfällen durchgeführten und hier untersuchten Erweiterungen des anlageninternen Notfallschutzkonzeptes der DWR-Referenzanlage durch neue präventive und mitigative Maßnahmen einen weiteren Fortschritt bezüglich der Prävention bzw. Mitigation von auslegungsübergreifenden Unfallabläufen haben.

So zeigen die Untersuchungen zu den neuen präventiven Einspeisemöglichkeiten bei SBO, die durch die Verwendung von zwei mobilen Dieselgeneratoren (MEDG) zur Verfügung stehen, dass unter bestimmten Randbedingungen in diesem postulierten Einsatzfall, wie z. B. ausreichend schnelle Einsatzbereitschaft der MEDG und geeignete Auswahl der Anzahl der Pumpen, der Reaktorkühlkreislauf soweit wiederaufgefüllt werden kann, dass ein Kernschaden vermieden wird und das Kreislaufkühlen mit einer Not-Nachkühlkette eingeleitet und damit die Anlage in einen kontrollierten gekühlten Zustand überführt werden kann.

Für die untersuchten mitigativen Maßnahmen des HMN der Referenzanlage zur Einspeisung von Kühlmittel aus betrieblichen Systemen mit dem Ziel das RDB-Versagen zu vermeiden bzw. hinauszuzögern zeigen die Sensitivitätsanalysen, dass es von 80 untersuchten Fällen 12 Fälle gibt, bei denen das RDB-Versagen durch die zusätzlichen mitigativen Maßnahmen des HMN vermieden werden kann. In 15 Fällen der Sensitivitätsanalyse tritt das RDB-Versagen später als beim Basisfall auf. Andererseits zeigen die Ergebnisse auch 9 Fälle, bei denen das Versagen des RDB im Vergleich zum Basisfall früher auftritt. Generell kann aber festgestellt werden, dass in der größeren Anzahl der untersuchten Fälle der Einsatz der ausgesuchten neuen mitigativen Maßnahmen zur Einspeisung in den RDB sein Versagen verzögert oder sogar vermieden wird.

Hinsichtlich der drei Sicherheitsbehältermaßnahmen (Einsatz Umluftkühlsystem, H₂-System und Störfallringraumabsaugung), die im Wesentlichen zur Minimierung der zu erwartenden Radionuklidfreisetzung in die Umgebung im HMN der Referenzanlage zwecks Minimierung der zu erwartenden Radionuklidfreisetzung in die Umgebung vorgesehen sind, zeigen die Ergebnisse der AC²-Analysen, dass der Einfluss auf den Sicherheitsbehälterdruck und insbesondere die Minimierung der Freisetzungen eher gering ist. Hier ist aber zu beachten, dass es teilweise Schwierigkeiten bei den Analysen und auch Schwachstellen in COCOSYS selbst gegeben hat, sodass mit einer Bewertung hinsichtlich der Wirksamkeit der Maßnahmen eher zurückhaltend umgegangen werden sollte.

Die durchgeführten AC²-Analysen lieferten auch einen Beitrag zur Weiterentwicklung von AC², die im Rahmen der BMWi-Entwicklungsvorhaben der GRS auch schon während der Projektlaufzeit dieses Vorhabens umgesetzt wurden und teilweise auch bereits in die hier dargestellten Arbeiten eingeflossen sind.

Zukünftig sollte die entwickelte Methodik zur Durchführung der Sensitivitätsanalysen weiter auf Unfallabläufe angewendet werden. Durch die fortschreitende Weiterentwicklung von AC² war bereits in der Endphase des Vorhabens abzusehen, dass diese zu stabileren Rechenläufen bei den deterministischen Unfallanalysen führt. Diese Programmverbesserungen konnten allerdings nicht mehr für alle durchgeführten Sensitivitätsanalysen, wie z. B. die Unfallabläufe zum kleinen Leck, bereitgestellt werden. Eine Anwendung der verbesserten AC²-Version würde auch schon jetzt z. B. zu weniger Programmabbrüchen bei den Analysen führen. Zudem ist eine Erweiterung der Analysen bis in die Spätphase der Unfallabläufe wünschenswert, die insbesondere durch die gefilterte Druckentlastung des SHB gekennzeichnet ist, um auch Aussagen zu den möglichen Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung zu generieren.

Eine weiterführende Anwendung kann insbesondere zu einem Aufbau einer Datenbasis für die DWR-Referenzanlage, deren Ergebnisse grundsätzlich auch auf andere DWR-Anlagen anzuwenden sind und die insbesondere auch im Rahmen des Notfallzentrums der GRS genutzt werden kann. Damit könnten sie aus Sicht der Autoren auch in Zukunft zur Bewertung von potenziellen Unfallabläufen, z. B. in grenznahen, ausländischen DWR-Anlagen, als Basis für einen zu prognostizierenden möglichen Unfallablauf genutzt werden.

Literaturverzeichnis

- /BMU 14/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit
Updated German Action Plan for the implementation of measures after
the Fukushima reactor accident, <http://www.ensreg.eu/sites/default/files/Germany%20-%20National%20Action%20Plan.pdf>, Dezember 2014.
- /CRA 87/ Cramer, J. S.: Mean and variance of R² in small and moderate samples.
Journal of econometrics, 1987, 35. Jg., Nr. 2-3, S. 253-266.
- /GEN 18/ Gen Li; Jun Zhang; Binbin Qiu; Ming Liu; Junjie Yan: MELCOR modeling
and sensitivity analysis of Fukushima Daiichi unit 2 accident considering
the latest TEPCO investigations. *Annals of Nuclear Energy*, 112(2018)
364-373, 2018.
- /GRS 15/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Untersuchungen zum anlageninternen Notfallschutz deutscher Kern-
kraftwerke und Darstellung der Wirksamkeit von Optimierungsmaßnah-
men, Abschlussbericht zum BMU-Vorhaben 3613R01397, GRS-A-3839,
November 2015.
- /GRS 18/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Generische Untersuchungen zu den Zuständen im Ringraum eines
DWR KONVOI unter unfallbedingt erhöhten Leckagen aus dem Sicher-
heitsbehälter und Ableitung von potenziellen Notfallmaßnahmen zur
Schadensbegrenzung, Abschlussbericht zum BMU-Vorhaben
3613R01397, GRS 491, Dezember 2018.
- /KLS 17/ Kloos, M.; Berner N.: SUSA Version 4.1, Software for Uncertainty and
Sensitivity Analyses, GRS, Manual of Methods, GRS-P-5 Vol. 2, Rev. 1,
2017.
- /KOZ 17/ Kozmenkov, Y; Jobst, M.; Kliem, S.; Schaefer, F.; Polina, W: Statistical
analysis of the early phase of SBO accident for PWR. *Nuclear Engineer-
ing and Design*, 314(2017)131-141, 2017.

- /KWA 18/ Kwang-II Ahn; YongHun Jung; Jae-Uk Shin; Won-Tae Kim: Evaluation of an accident management strategy using an emergency water injection in a reference PWR SFP. *Annals of Nuclear Energy*, 113(2018) 353-379, 2018.
- /NRC 12/ U.S. NRC: State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA). NUREG-1935, November 2012.
- /NRC 13/ U.S. NRC: SOARCA Project Peach Bottom Integrated Analysis. NUREG/CR-7110, Volume 1, Revision 1, May 2013.
- /NRC 13a/ U.S. NRC: SOARCA Project Surry Integrated Analysis. NUREG/CR-7110, Volume 2, Revision 1, August 2013.
- /NRC 16/ U.S. NRC: SOARCA Project Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station. NUREG/CR-7155, May 2016.
- /NRC 19/ U.S. NRC: SOARCA Project Sequoyah Integrated Deterministic and Uncertainty Analyses. NUREG/CR-7245, Draft Report, 2019.
- /NRC 19a/ Gosh, T.: State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA): Updated Surry Uncertainty Analysis (UA). Presentatation CSARP Meeting 2019, June 4, 2019.
- /POV 17/ Povilaitis, M.; Kelm, S.; Urbonavičius, E.: The Generic Containment SB-LOCA accident simulation: Comparison of the parameter uncertainties and user-effect. *Annals of Nuclear Energy*, 106(2017) 1-10, 2017.
- /RSK 12/ Deutsche Reaktorsicherheitskommission (RSK)
Empfehlungen der RSK zur Robustheit der deutschen Kernkraftwerke
RSK-Empfehlung, 450. Sitzung am 26./27.09.2012.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Schema des Prozessablaufs zur Sensitivitätsanalyse mit SUSANA und dem neu entwickelten Python-Modul	16
Abb. 3.2	Leistungsoptimierung durch Anpassung der MPI-Konfiguration	17
Abb. 3.3	Abweichung von R^2 zu R^2_{adj} über betrachtete R^2 -Werte für verschieden Multiplikationsfaktoren x , d. h. für verschiedene Stichprobengrößen N bei konstanter Anzahl M von unsicheren Parametern.....	19
Abb. 4.1	Nodalisation des Primärkreises in ATHLET-CD mit Void-Verteilung zum Zeitpunkt der Initiierung des einleitenden Ereignisses ($t = 0s$).....	22
Abb. 4.2	Nodalisation des Reaktordruckbehälters in ATHLET-CD (nur ATHLET ohne CD-Teil) mit Verteilung der Fluidtemperatur zum Zeitpunkt der Initiierung der einleitenden Ereignisse ($t = 0 s$).....	23
Abb. 4.3	Modellierte Reaktorschutzsignale für den SBO-Fall unmittelbar nach Aktivierung des Notkühlvorbereitungssignals	24
Abb. 4.4	Modellierungsumfang Not- und Nachkühlsystem (Redundanz 10).....	25
Abb. 6.1	Einfluss der Handmaßnahmen auf den Druck im Sicherheitsbehälter (SHB).....	60
Abb. 6.2	Anteil an der aus dem Primärkreis freigesetzten Spaltprodukte in den Ringraum bzw. die Umgebung.....	61
Abb. 6.3	Volumenstrom der Lüftungssysteme in der Analyse	63
Abb. 6.4	Masse der in den Umluftkühlsystemen abgelagerten Aerosolen	64
Abb. 6.5	Temperatur während des Betriebs des Umluftsystems Strang A	65
Abb. 6.6	Temperatur während des Betriebs des Umluftsystems Strang C	65

Anhang A

Abb. A. 1	Verteilung der Nachzerfallsleistung.....	85
Abb. A. 2	Frischdampf-Druck	86
Abb. A. 3	Füllstand Dampferzeuger (DE)	86
Abb. A. 4	Druck Reaktordruckbehälter (RDB).....	87
Abb. A. 5	Füllstand Reaktordruckbehälter (RDB)	87

Abb. A. 6	Massenstrom Druckhalter-Armaturen	88
Abb. A. 7	Füllstand Druckhalter	88
Abb. A. 8	Einspeisung heißseitige Druckspeicher (DSP)	89
Abb. A. 9	Einspeisung kaltseitige Druckspeicher (DSP)	89
Abb. A. 10	Massenströme passive Einspeisung	90
Abb. A. 11	Wasserstand Speisewasser-Behälter	90
Abb. A. 12	Brennstoff-Temperaturen oberer Kernbereich (3,61 m aktiver Kern).....	91
Abb. A. 13	Brennstoff-Temperaturen mittlerer Kernbereich (2,24 m aktiver Kern)	91
Abb. A. 14	Brennstoff-Temperaturen unterer Kernbereich (0,10 m aktiver Kern).....	92
Abb. A. 15	Hüllrohr-Temperaturen oberer Kernbereich (3,61 m aktiver Kern)	92
Abb. A. 16	Hüllrohr-Temperaturen mittlerer Kernbereich (2,24 m aktiver Kern).....	93
Abb. A. 17	Hüllrohr-Temperaturen unterer Kernbereich (0,10 m aktiver Kern)	93
Abb. A. 18	H ₂ -Erzeugung	94
Abb. A. 19	Indikatoren für Kriechbruch aus Larson-Miller-Modell	94
Abb. A. 20	Axiale Erosionstiefen der unteren RSB-Bereiche	95
Abb. A. 21	Erosionsfronten bei Beginn MCCI (50819 s) und am Ende der Analyse (70000 s).....	95
Abb. A. 22	Wassertemperatur und Siedetemperatur des Sumpfwassers	96
Abb. A. 23	Druck in verschiedenen SHB-Bereichen	96
Abb. A. 24	Wassertemperaturen im BE-Lagerbecken	97
Abb. A. 25	Füllstand BE-Lagerbecken.....	97
Abb. A. 26	Durch Rekombination erzeugte bzw. verbrauchte Gasmassen	98
Abb. A. 27	Gaskonzentrationen im Dom-Bereich des SHB	98
Abb. A. 28	Zustand des Kerns am Ende der Simulation (Zeit der Transiente: 70.000 s)	99
Abb. A. 29	RDB Füllstand für alle erfolgreichen Sequenzen im Unfallablauf SBO ...	100
Abb. A. 30	RDB-Füllstand für alle Versagenssequenzen im Unfallablauf SBO.....	100

Abb. A. 31	Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman bei Untersuchung des Zusammenhangs zwischen Erfolg der Maßnahmen und unsicheren Parameterwerten	101
Abb. A. 32	Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Verfügbarkeit (links) und des Massenstroms (rechts) der FAK-Pumpe	101
Abb. A. 33	Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Verfügbarkeit von JDH-Pumpen	102
Abb. A. 34	Kategorisierte Ergebnisverteilungen des Zeitbedarfs zur Vorbereitung SDE (links) sowie bis zur Verfügbarkeit der MEDGs (rechts)	102
Abb. A. 35	Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Verzögerung bis zum Einsetzen der sekundärseitigen DE-Bespeisung	102

Anhang B

Abb. B. 1	Verteilung der Nachzerfallsleistung (NZL).....	103
Abb. B. 2	Massenstrom Leck (heißer Strang).....	104
Abb. B. 3	Öffnungsanteil Abblaseregelventile.....	104
Abb. B. 4	Frischdampf-Druck	105
Abb. B. 5	Füllstand Dampferzeuger (DE)	105
Abb. B. 6	Druck Reaktordruckbehälter (RDB).....	106
Abb. B. 7	Füllstand Reaktordruckbehälter (RDB)	106
Abb. B. 8	Massenströme Sicherheitseinspeisepumpen	107
Abb. B. 9	Massenströme Not- und Nachkühlpumpen	107
Abb. B. 10	Massenstrom Druckhalter-Armaturen	108
Abb. B. 11	Einspeisung heißseitige Druckspeicher (DSP)	108
Abb. B. 12	Einspeisung kaltseitige Druckspeicher (DSP)	109
Abb. B. 13	Massenströme passive Einspeisung	109
Abb. B. 14	Wasserstand Speisewasser-Behälter	110
Abb. B. 15	Brennstoff-Temperaturen oberer Kernbereich (3,61 m aktiver Kern).....	110
Abb. B. 16	Brennstoff-Temperaturen mittlerer Kernbereich (2,24 m aktiver Kern) ...	111
Abb. B. 17	Brennstoff-Temperaturen unterer Kernbereich (0,10 m aktiver Kern).....	111

Abb. B. 18	Hüllrohr-Temperaturen oberer Kernbereich (3,61 m aktiver Kern)	112
Abb. B. 19	Hüllrohr-Temperaturen mittlerer Kernbereich (2,24 m aktiver Kern)	112
Abb. B. 20	Hüllrohr-Temperaturen unterer Kernbereich (0,10 m aktiver Kern)	113
Abb. B. 21	H ₂ -Erzeugung	113
Abb. B. 22	Indikatoren für Kriechbruch aus Larson-Miller-Modell	114
Abb. B. 23	Axiale Erosionstiefen der unteren RSB-Bereiche	114
Abb. B. 24	Erosionsfronten bei Beginn MCCI (39305 s) und am Ende der Analyse (70000 s)	115
Abb. B. 25	Wassertemperatur und Siedetemperatur des Sumpfwassers	115
Abb. B. 26	Druck in verschiedenen SHB-Bereichen	116
Abb. B. 27	Wassertemperaturen im BE-Lagerbecken	116
Abb. B. 28	Füllstand BE-Lagerbecken	117
Abb. B. 29	Durch Rekombination erzeugte bzw. verbrauchte Gasmassen	117
Abb. B. 30	Gaskonzentrationen im Dom-Bereich des SHB	118
Abb. B. 31	Zustand des Kerns am Ende der Simulation (Zeit der Transiente: 70.000 s)	118
Abb. B. 32	PMELT für alle Versagenssequenzen im Unfallablauf „Kleines Leck“	119
Abb. B. 33	Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman bei Untersuchung des Zusammenhangs zwischen Erfolg der Maßnahmen und unsicheren Parameterwerten	119
Abb. B. 34	Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Verfügbarkeit des Volumenregelsystems als Handmaßnahme (links) und der Anzahl verfügbarer KBA-Pumpen (rechts)	120
Abb. B. 35	Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Verfügbarkeit der Beckenkühlpumpe als Handmaßnahme (links) und der Unsicherheit in der Abweichung vom RDB-Füllstand < MIN3 (rechts)	120
Abb. B. 36	Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Wärmekapazität des UO ₂ (links) und der Verzögerung bis zum Auslösen des 30 mbar Kriteriums (rechts)	120
Abb. B. 37	Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Vorbereitungszeit SDE	121

Abb. B. 38	Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Messunsicherheit der KMT (links) sowie der Kernaustrittstemperatur als HMN-Kriterium (rechts)	121
Abb. B. 39	Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Nutzung isolierter Druckspeicher (links) und der zugehörigen Vorbereitungszeit (rechts)...	121

Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Parameterliste mit Angaben zum Verteilungstyp, den Verteilungsparametern und dem Verteilungsbereich der unsicheren Parameter im Simulationsfall „Langfristiger Station Blackout (SBO)“	8
Tab. 3.2	Parameterliste mit Angaben zum Verteilungstyp, den Verteilungsparametern und dem Verteilungsbereich der unsicheren Parameter im Simulationsfall „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“	11
Tab. 4.1	Berechneter Unfallablauf: SBO ohne Einspeisung mobile Pumpe, mit passiver Einspeisung aus Speisewasserleitungen und -behälter	31
Tab. 4.2	Ergebnisvergleich AC ² – MELCOR für den SBO-Basisfall ohne mobile Pumpe und mit passiver sekundärseitiger Einspeisung	37
Tab. 4.3	Spearman Rangkorrelationskoeffizient für Erfolg/Versagen SBO.....	42
Tab. 4.4	Anzahl verfügbarer JDH-Pumpen bei Erfolgssequenzen	43
Tab. 5.1	Berechneter Unfallablauf: Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen.....	47
Tab. 5.2	Ergebnisvergleich AC ² – MELCOR für den „Kleines Leck“-Basisfall ohne Einspeisung kaltseitige Druckspeicher	52
Tab. 5.3	Spearman's Rangkorrelationskoeffizient im Unfallablauf „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen von Sicherheitssystemen“	55

Glossar/Abkürzungen/Stichwortverzeichnis

BAT	Brennelement-Austrittstemperatur
BE	Brennelement
BHB	Betriebshandbuch
CSARP	Cooperative Severe Accident Research Program
DE	Dampferzeuger
DH	Druckhalter
DSP	Druckspeicher
DWR	Druckwasserreaktor
ECC	Emergency Core Cooling
GBA	Gebäudeabschluss
HKMP	Hauptkühlmittelpumpe
HMN	Handbuch Mitigativer Notfallmaßnahmen
KDE	Kernel Density Estimation
KMT	Mittlere Kühlmitteltemperatur Primärkreis
KKW	Kernkraftwerk
KMD	Kühlmitteldruck
KMV	Kühlmittelverluststörfall
LHS	Latin-Hypercube-Sampling
MCAP	MELCOR Code Assessment Program
MCCI	Molten Core Concrete Interaction (Schmelze-Beton-Wechselwirkung)
MEDG	Mobile Dieselgeneratoren
MPI	Message-Passing-Interface

NHB	Notfallhandbuch
NZL	Nachzerfallsleistung
PAR	Passiver Autokatalytischer Rekombinator
PDE	Primärseitige Druckentlastung
PDF	Probability Density Funktion
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RG	Reaktorgebäude
RKL	Reaktorkühlkreislauf
RSB	Reaktorsicherheitsbehälter
RSK	Reaktorsicherheitskommission
SAMG	Severe Accident Management Guidelines (Guidance)
SB LOCA	Kleines Leck
SBO	Station Blackout
SDE	Sekundärseitige Druckentlastung
SEP	Sicherheitseinspeisepumpe
SHB	Sicherheitsbehälter
SNL	Sandia National Laboratories
SPW	Speisewasser
TFO	Thermofluid-Objekt
TUSA	Turbinenschnellabschaltung
U.S. NRC	United States Nuclear Regulatory Commission

A Analyseergebnisse für das Ereignis „Station Blackout (SBO)“

Nachfolgend sind die detaillierten Analyseergebnisse für das auslösende Ereignis „SBO“ dargestellt. Das einleitende Ereignis wird mit dem Stand der Notfallmaßnahmen bis zum Fukushima-Unfall (Basisfall) und mit dem erweiterten Notfallkonzept analysiert.

A.1 Analyseergebnisse „SBO-Basisfall“ (Stand der anlageninternen Notfallmaßnahmen in der Referenzanlage bis Fukushima)

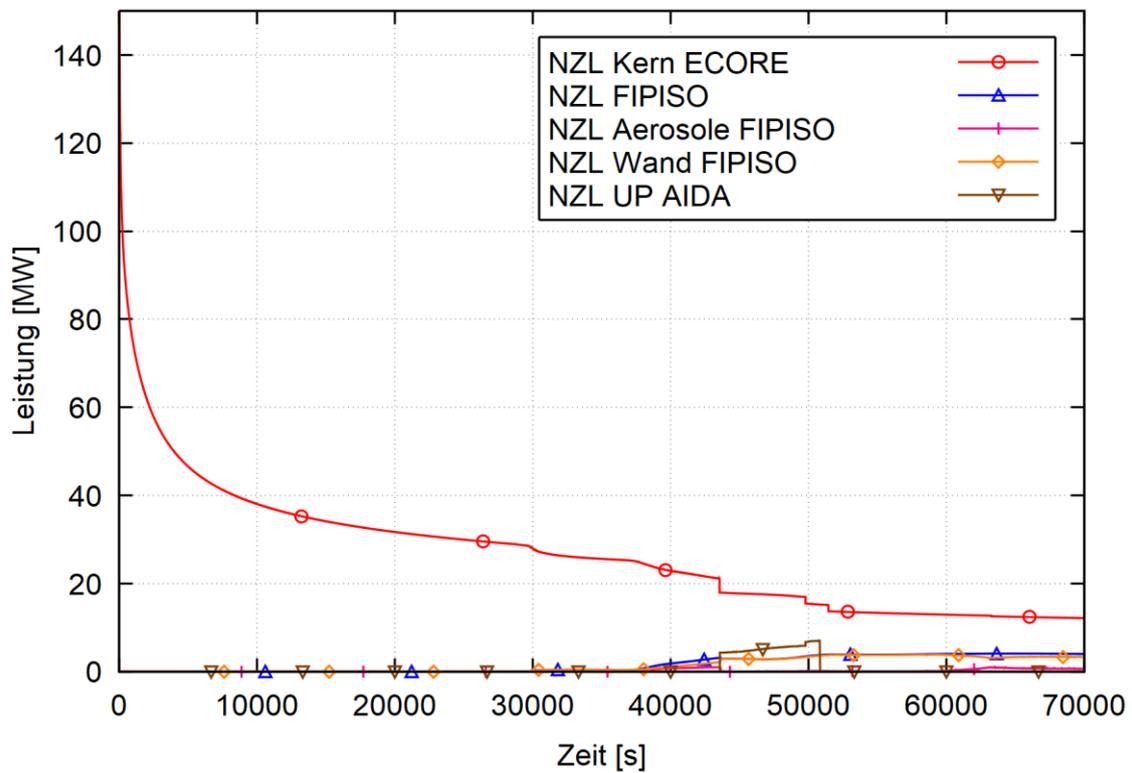


Abb. A. 1 Verteilung der Nachzerfallsleistung

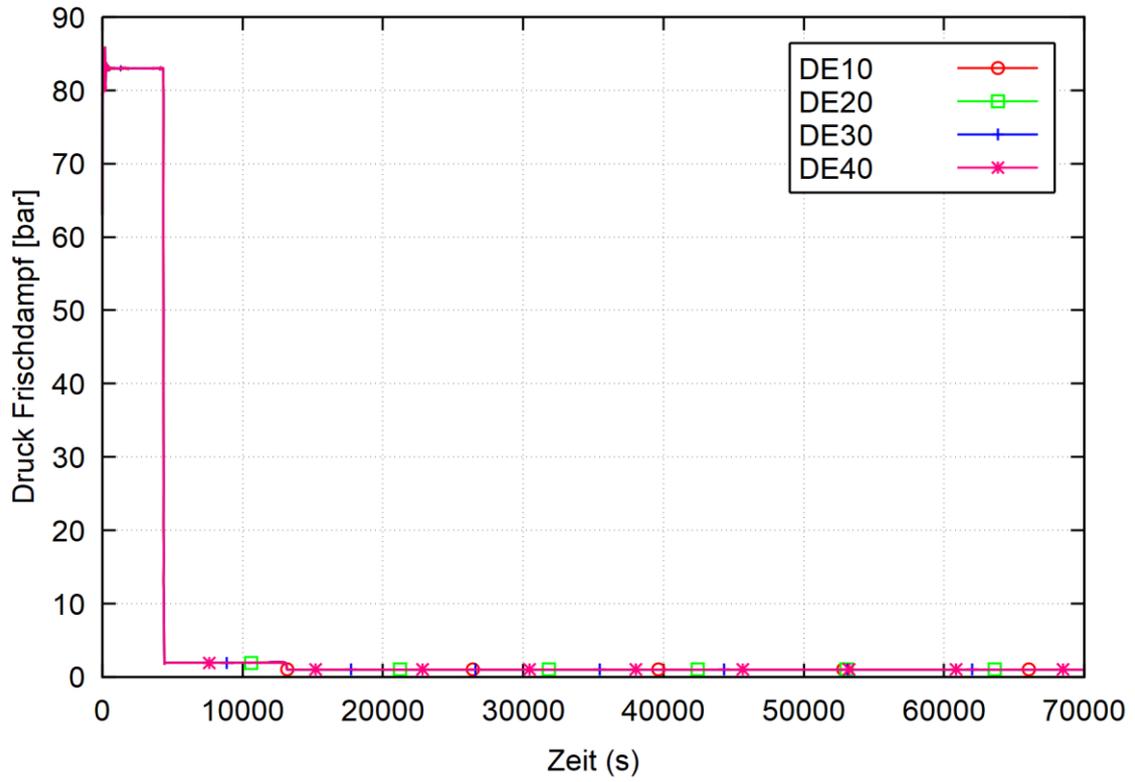


Abb. A. 2 Frischdampf-Druck

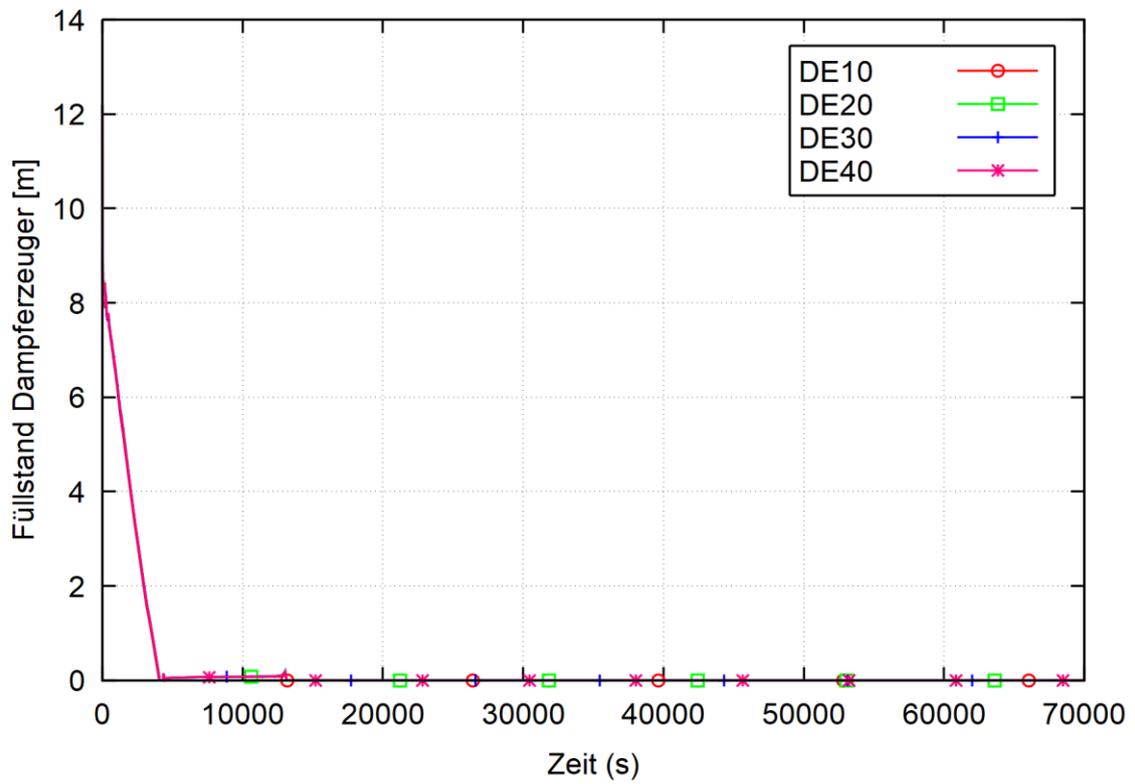


Abb. A. 3 Füllstand Dampferzeuger (DE)

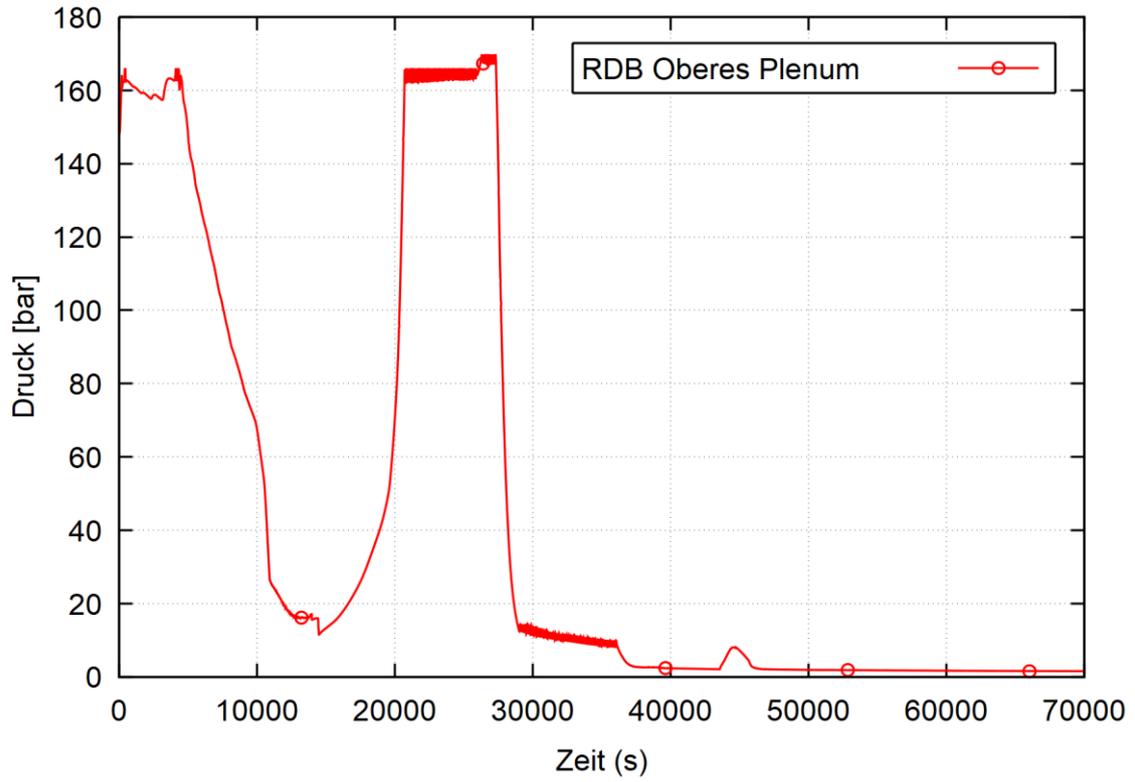


Abb. A. 4 Druck Reaktordruckbehälter (RDB)

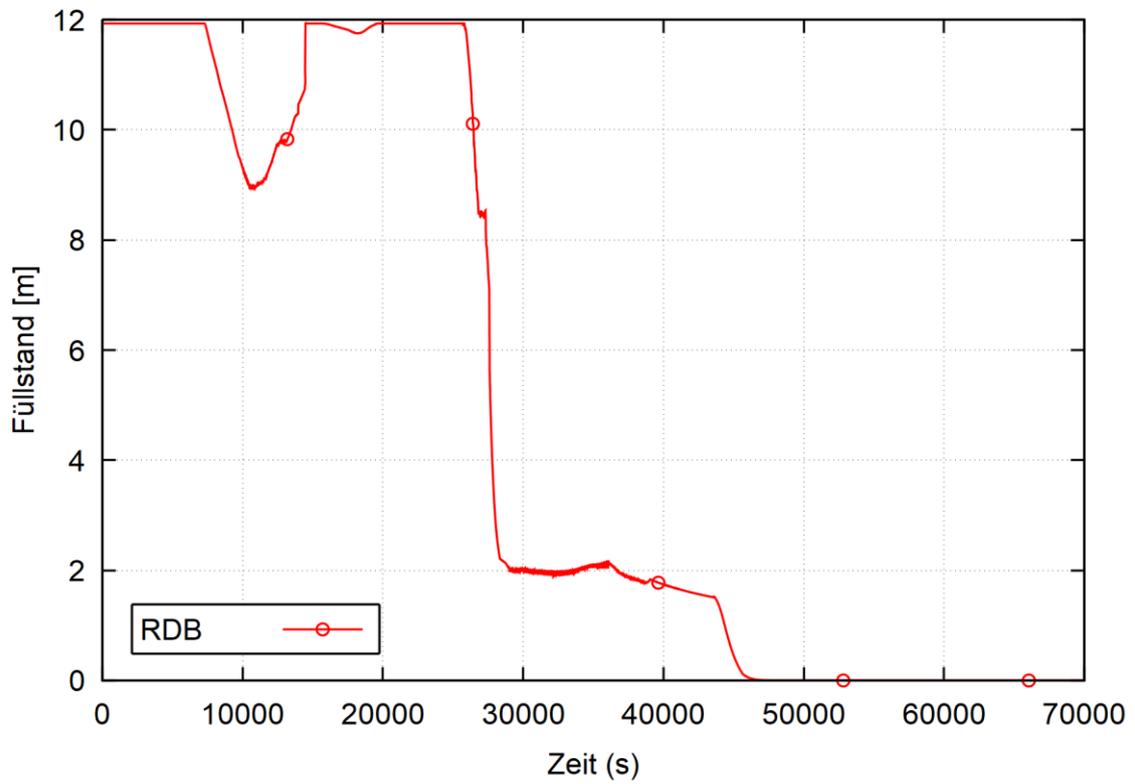


Abb. A. 5 Füllstand Reaktordruckbehälter (RDB)

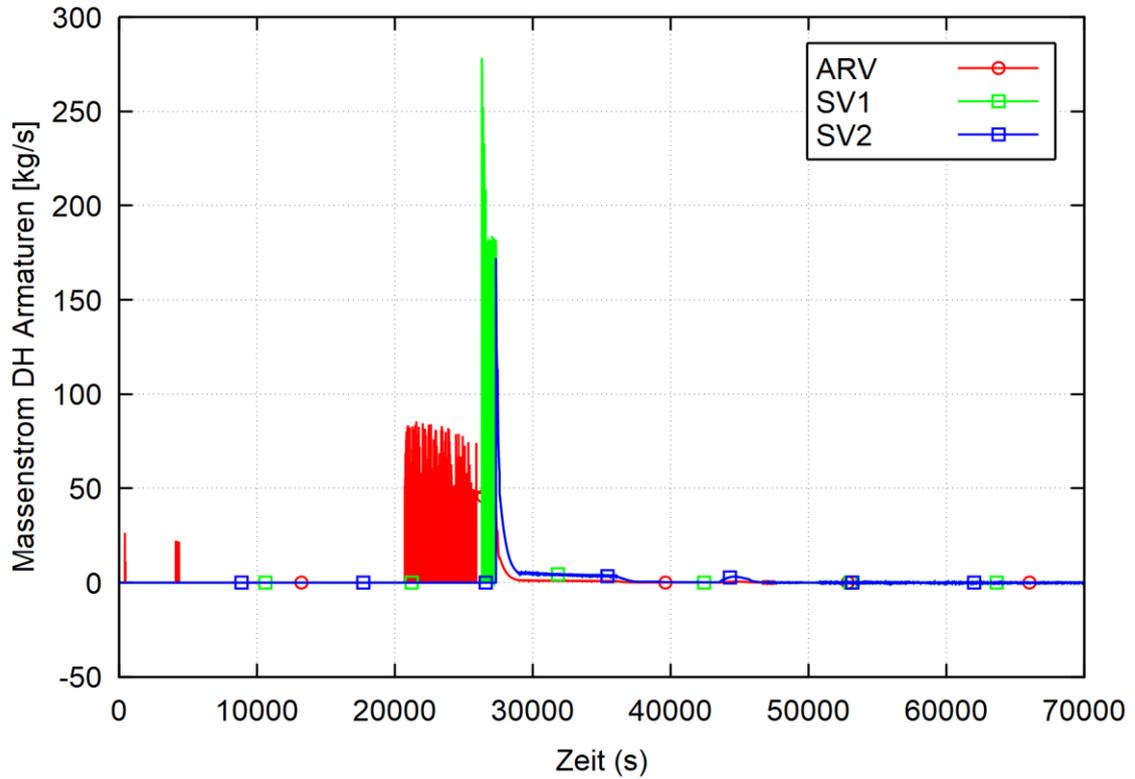


Abb. A. 6 Massenstrom Druckhalter-Armaturen

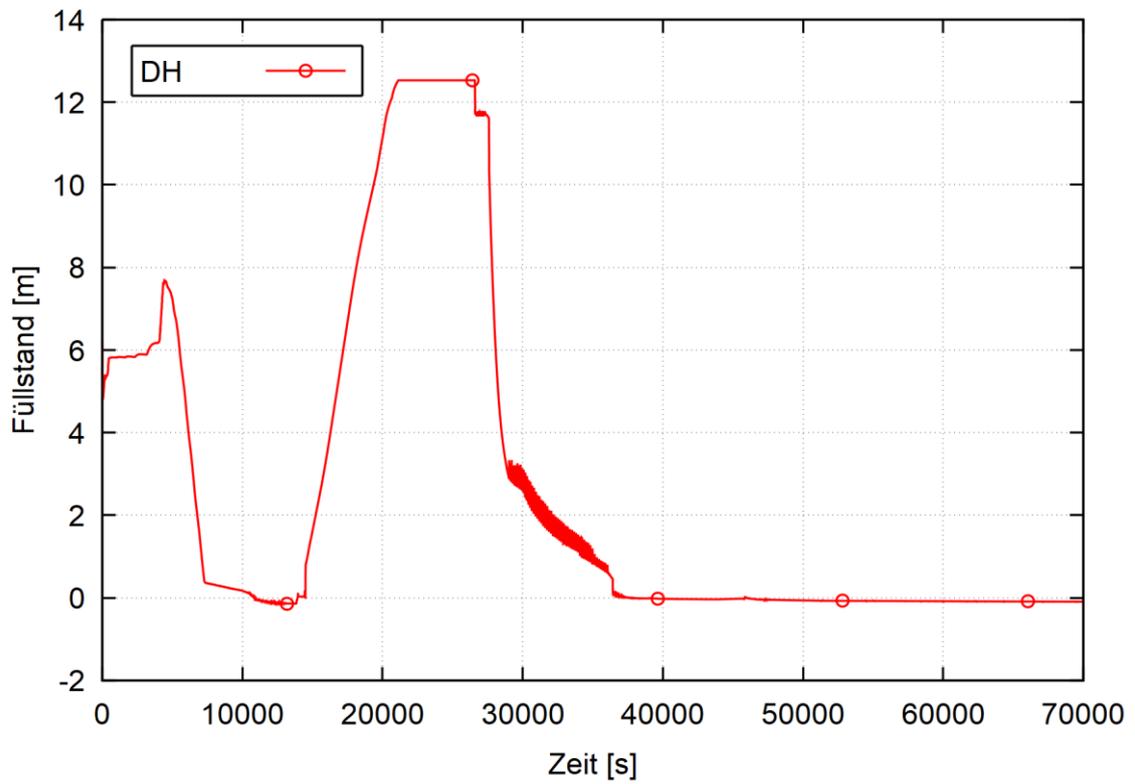


Abb. A. 7 Füllstand Druckhalter

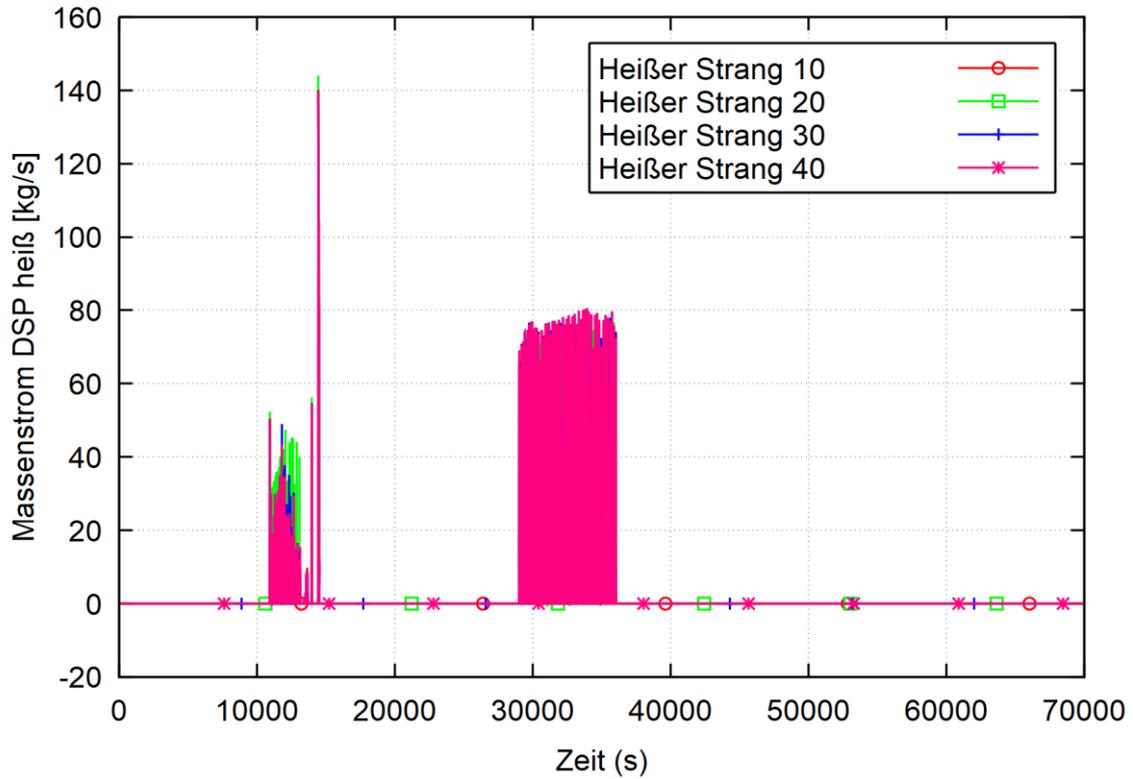


Abb. A. 8 Einspeisung heißseitige Druckspeicher (DSP)

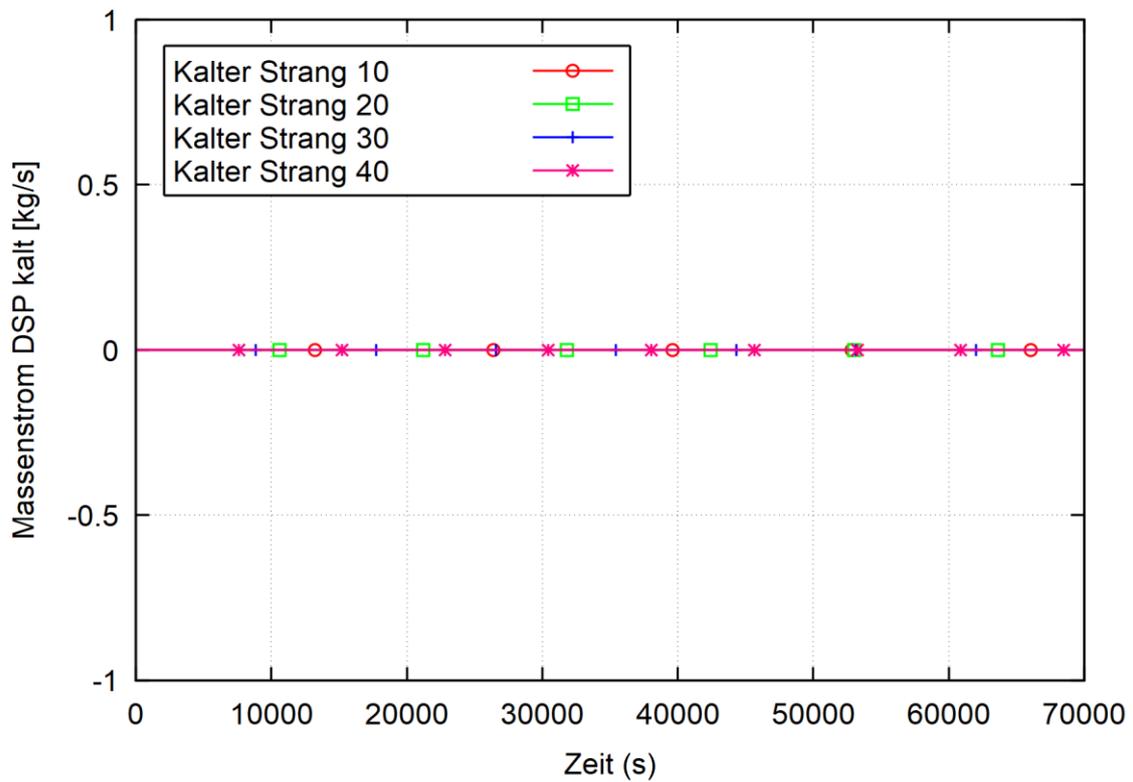


Abb. A. 9 Einspeisung kaltseitige Druckspeicher (DSP)

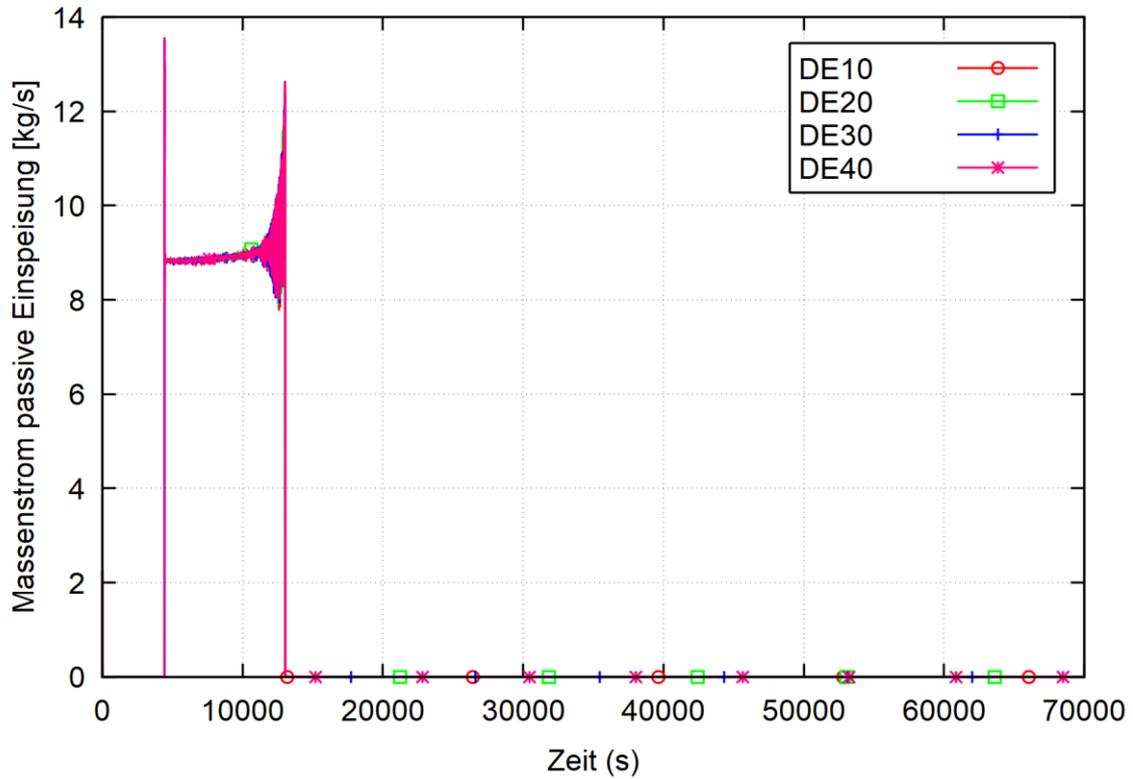


Abb. A. 10 Massenströme passive Einspeisung

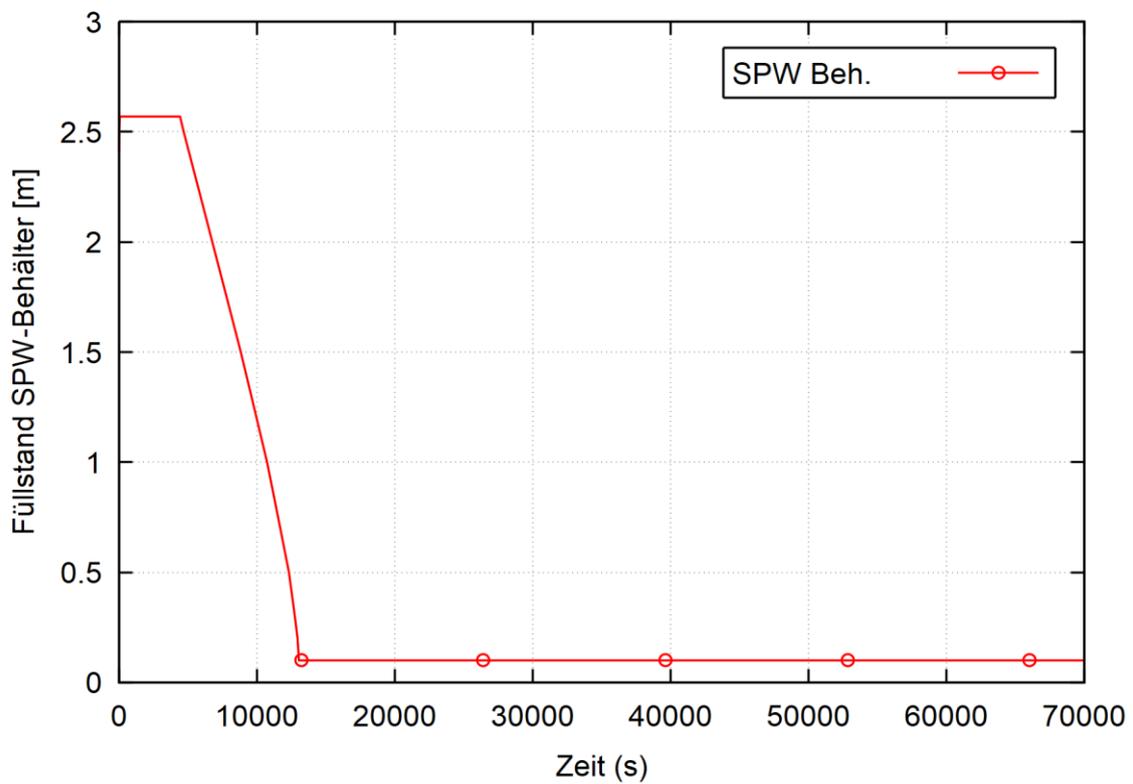


Abb. A. 11 Wasserstand Speisewasser-Behälter

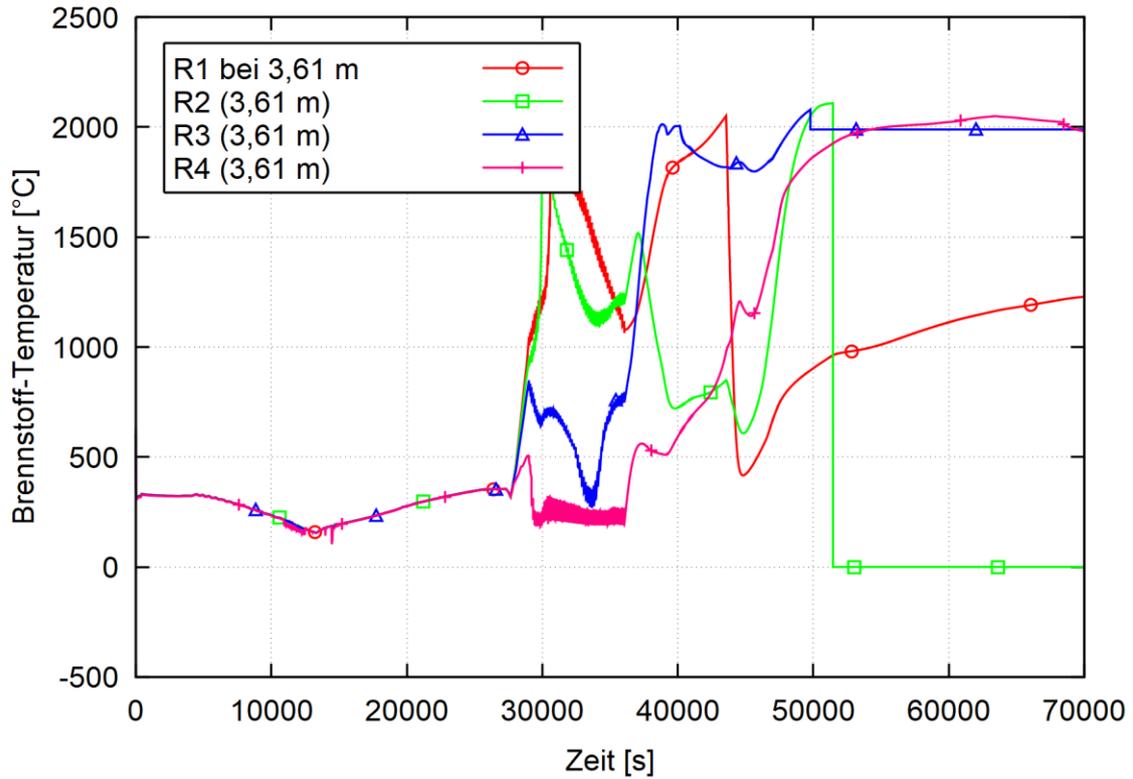


Abb. A. 12 Brennstoff-Temperaturen oberer Kernbereich (3,61 m aktiver Kern)

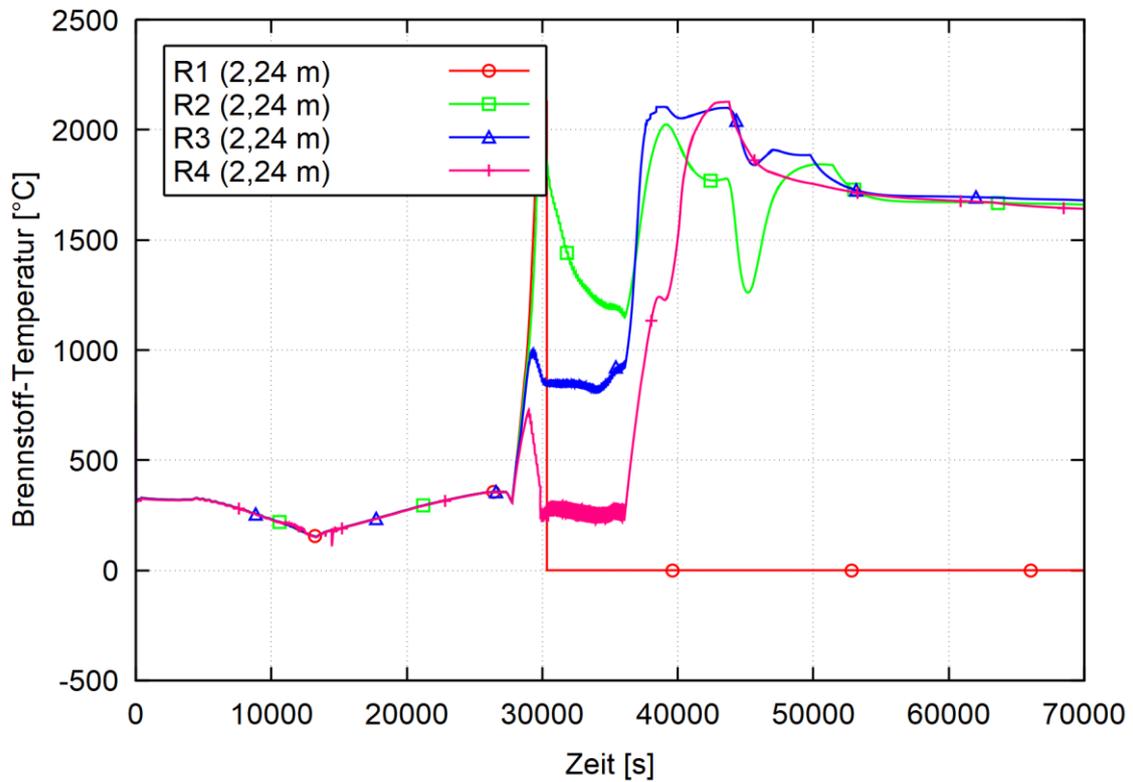


Abb. A. 13 Brennstoff-Temperaturen mittlerer Kernbereich (2,24 m aktiver Kern)

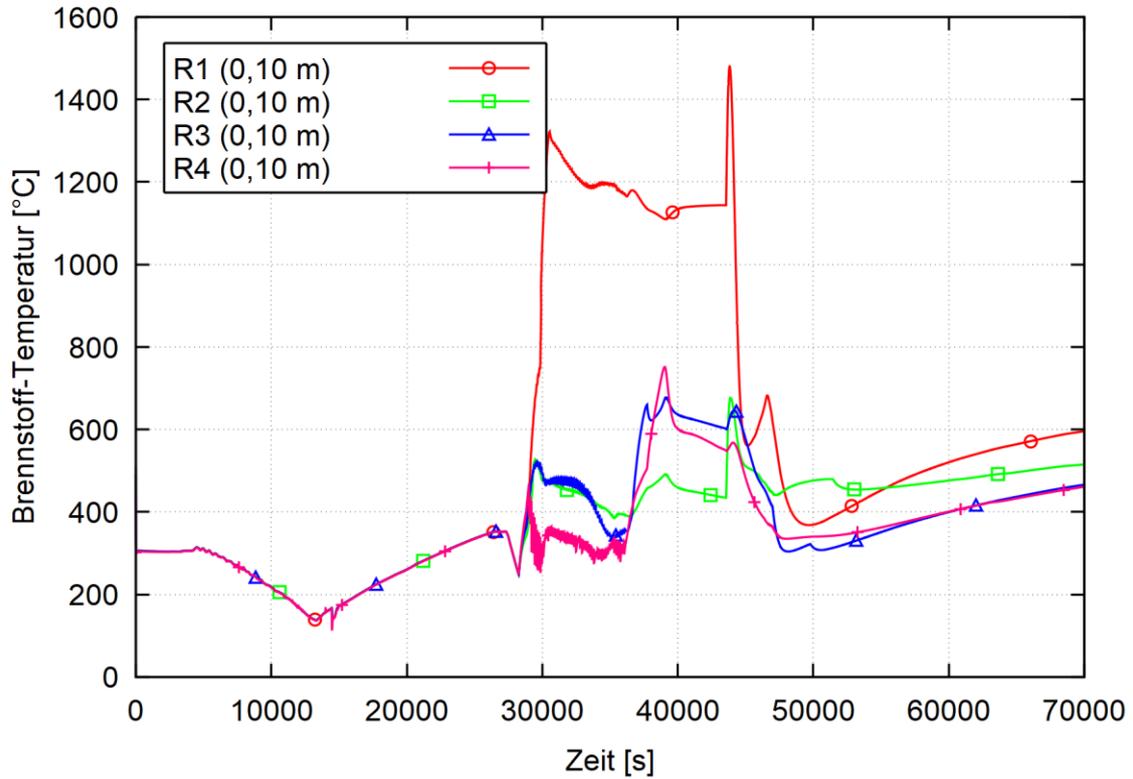


Abb. A. 14 Brennstoff-Temperaturen unterer Kernbereich (0,10 m aktiver Kern)

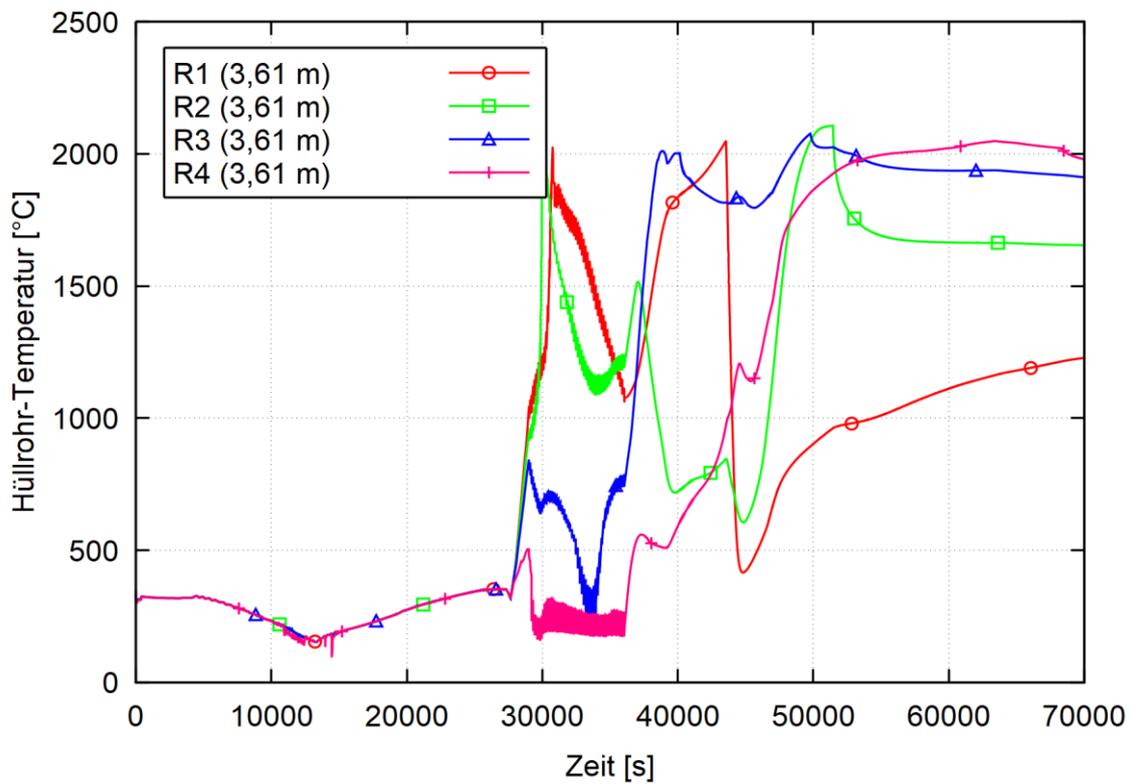


Abb. A. 15 Hüllrohr-Temperaturen oberer Kernbereich (3,61 m aktiver Kern)

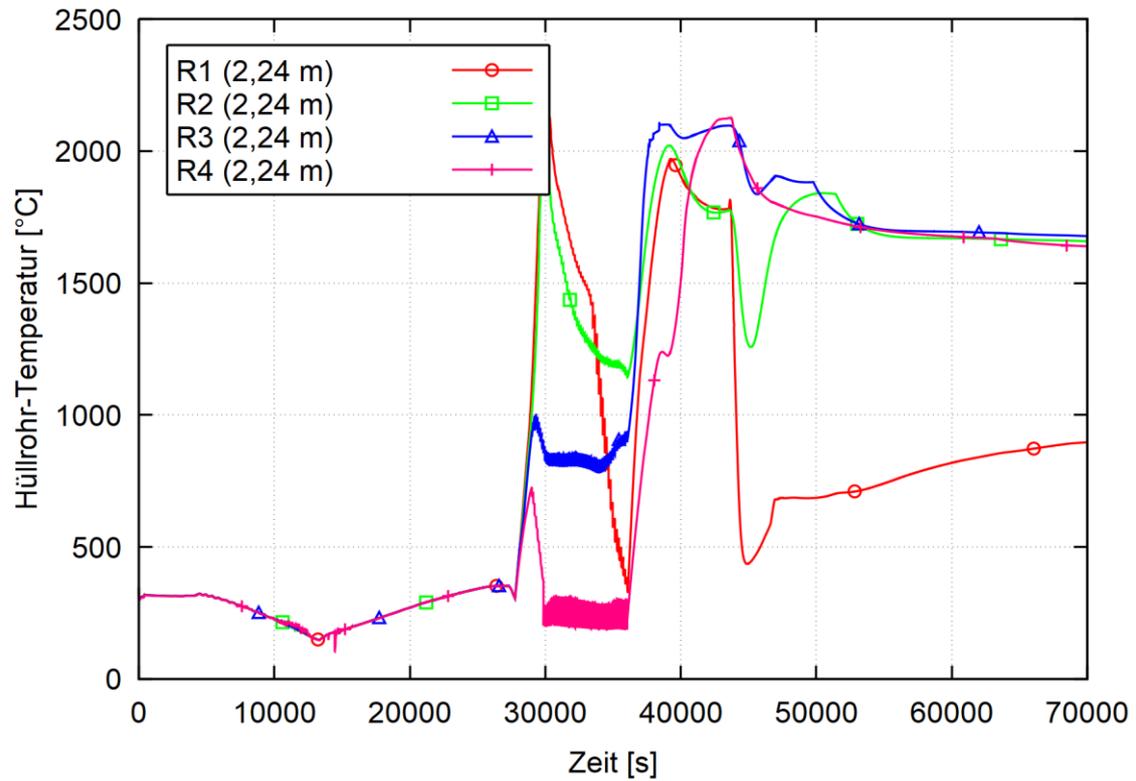


Abb. A. 16 Hüllrohr-Temperaturen mittlerer Kernbereich (2,24 m aktiver Kern)

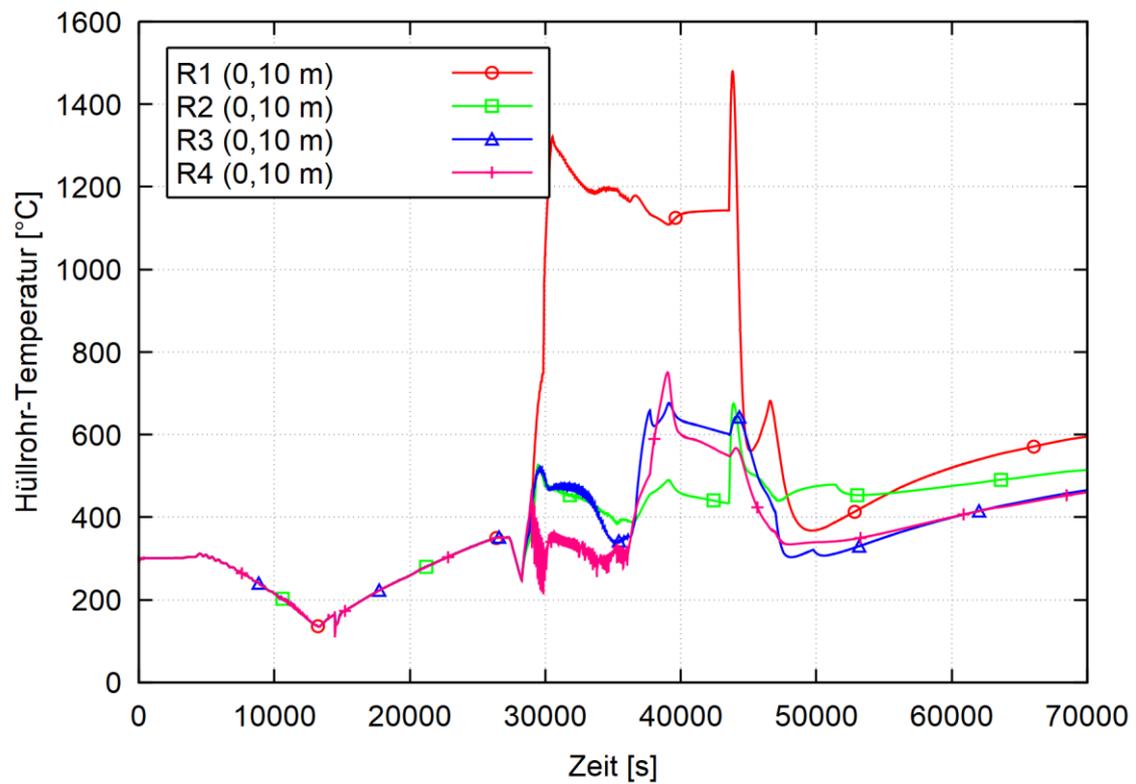


Abb. A. 17 Hüllrohr-Temperaturen unterer Kernbereich (0,10 m aktiver Kern)

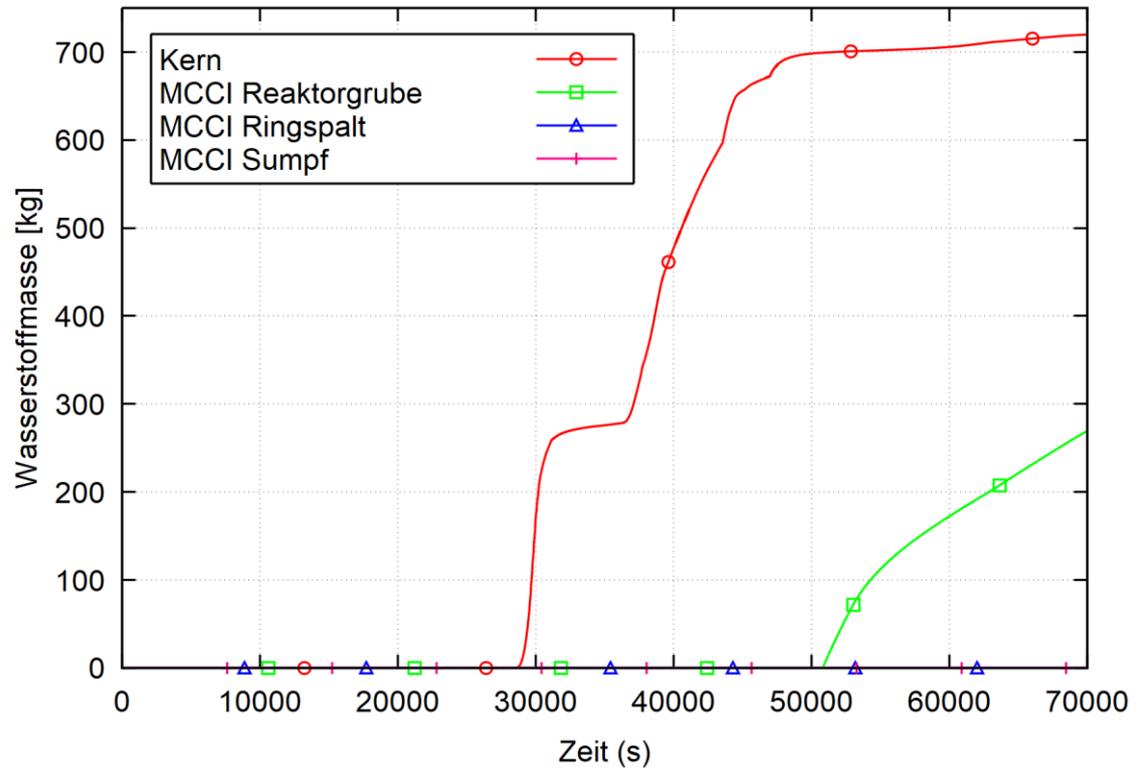


Abb. A. 18 H₂-Erzeugung

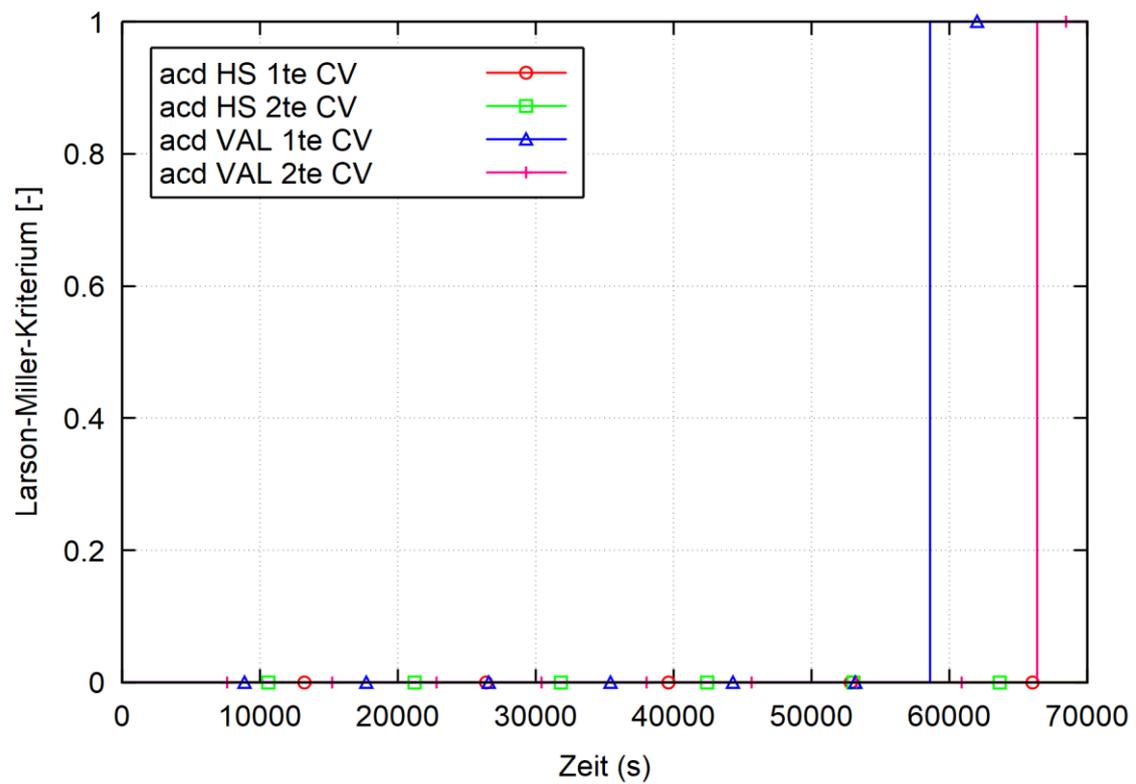


Abb. A. 19 Indikatoren für Kriechbruch aus Larson-Miller-Modell

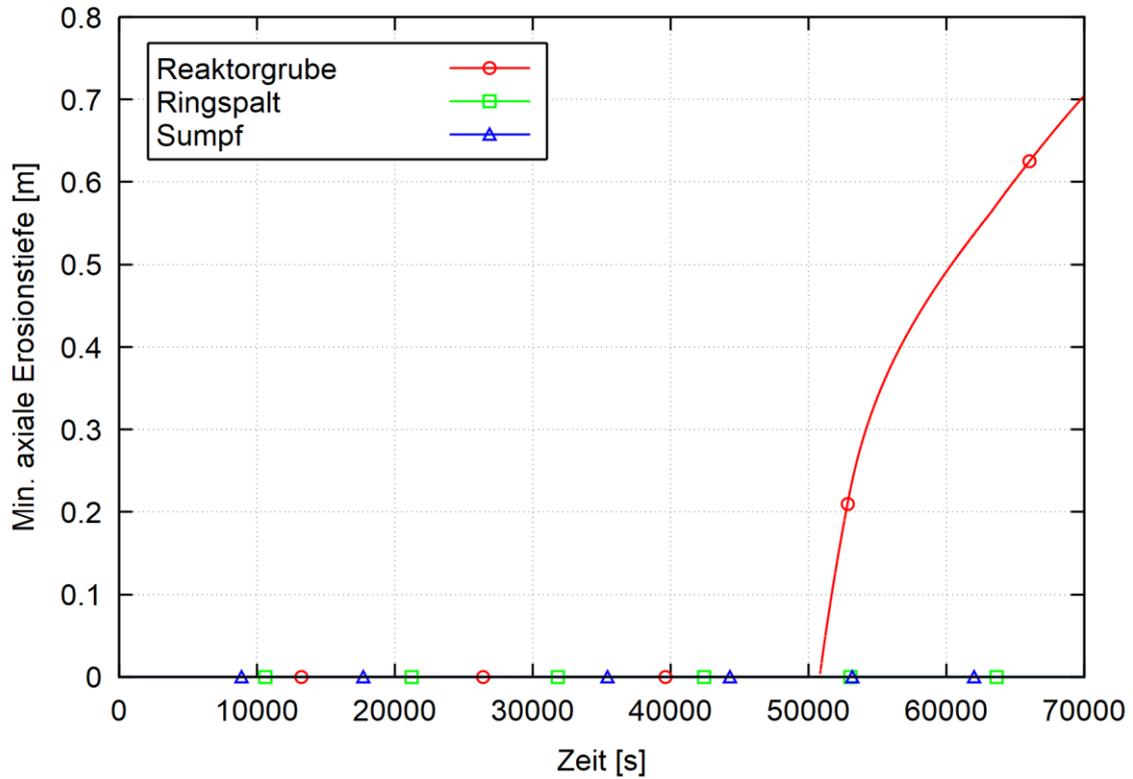


Abb. A. 20 Axiale Erosionstiefen der unteren RSB-Bereiche

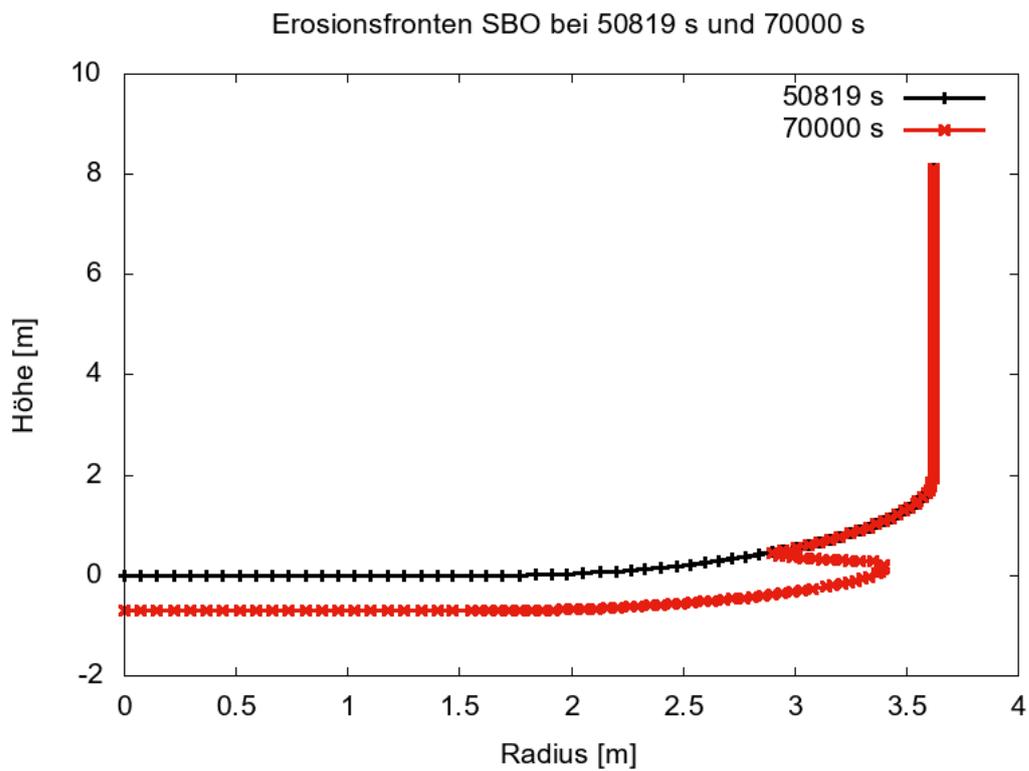


Abb. A. 21 Erosionsfronten bei Beginn MCCI (50819 s) und am Ende der Analyse (70000 s)

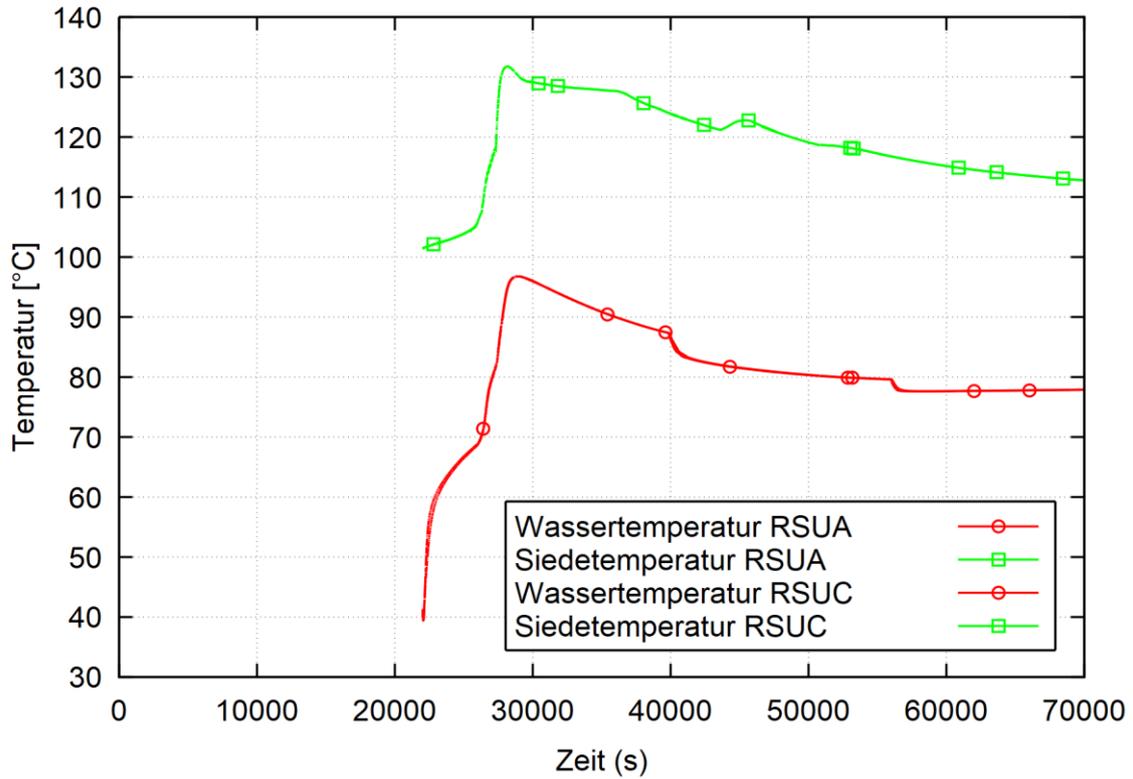


Abb. A. 22 Wassertemperatur und Siedetemperatur des Sumpfwassers

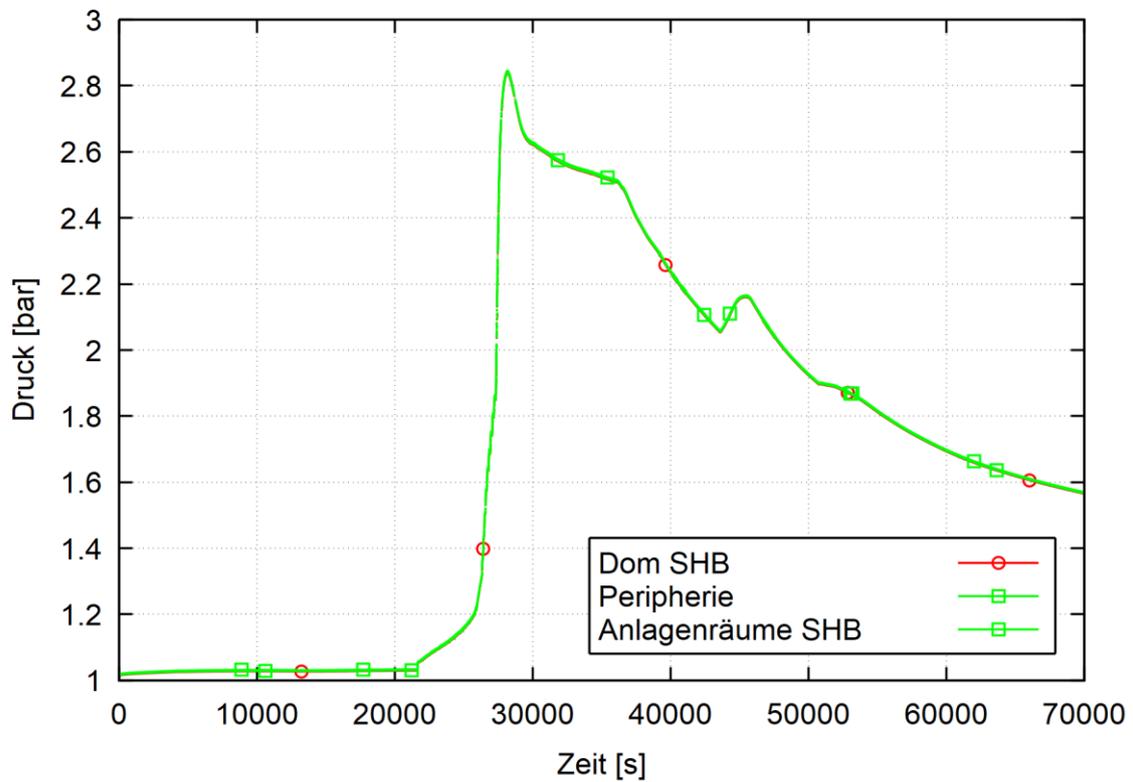


Abb. A. 23 Druck in verschiedenen SHB-Bereichen

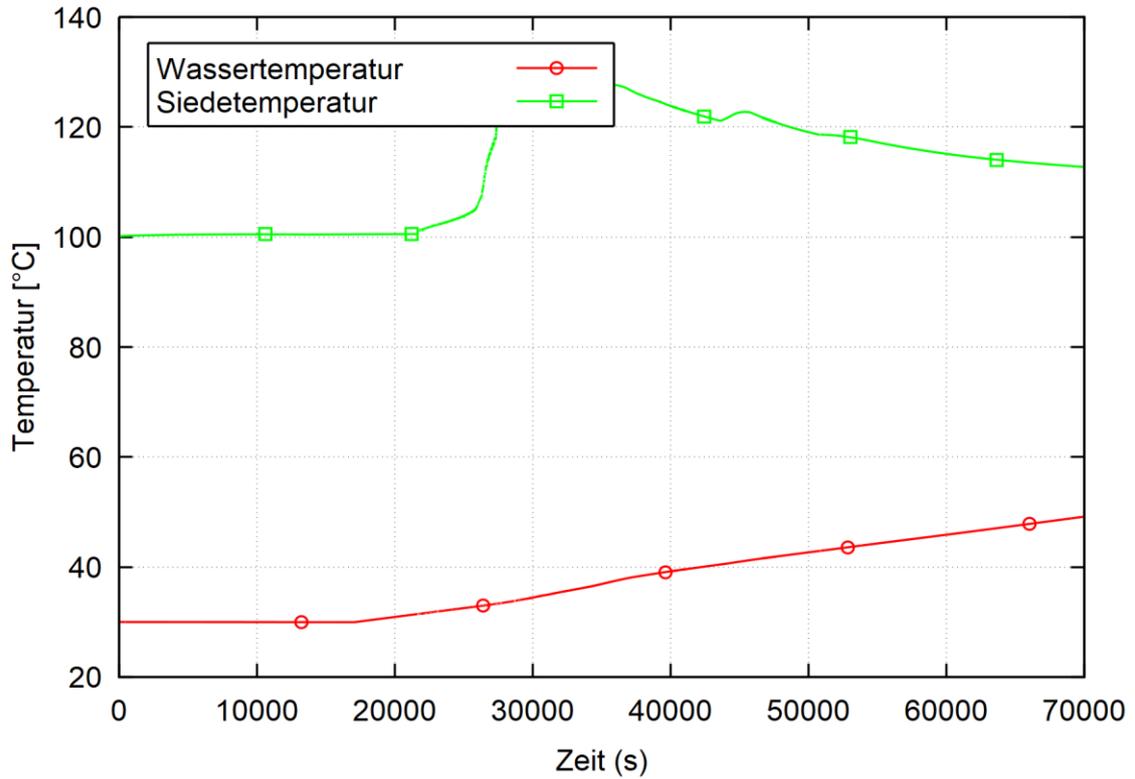


Abb. A. 24 Wassertemperaturen im BE-Lagerbecken

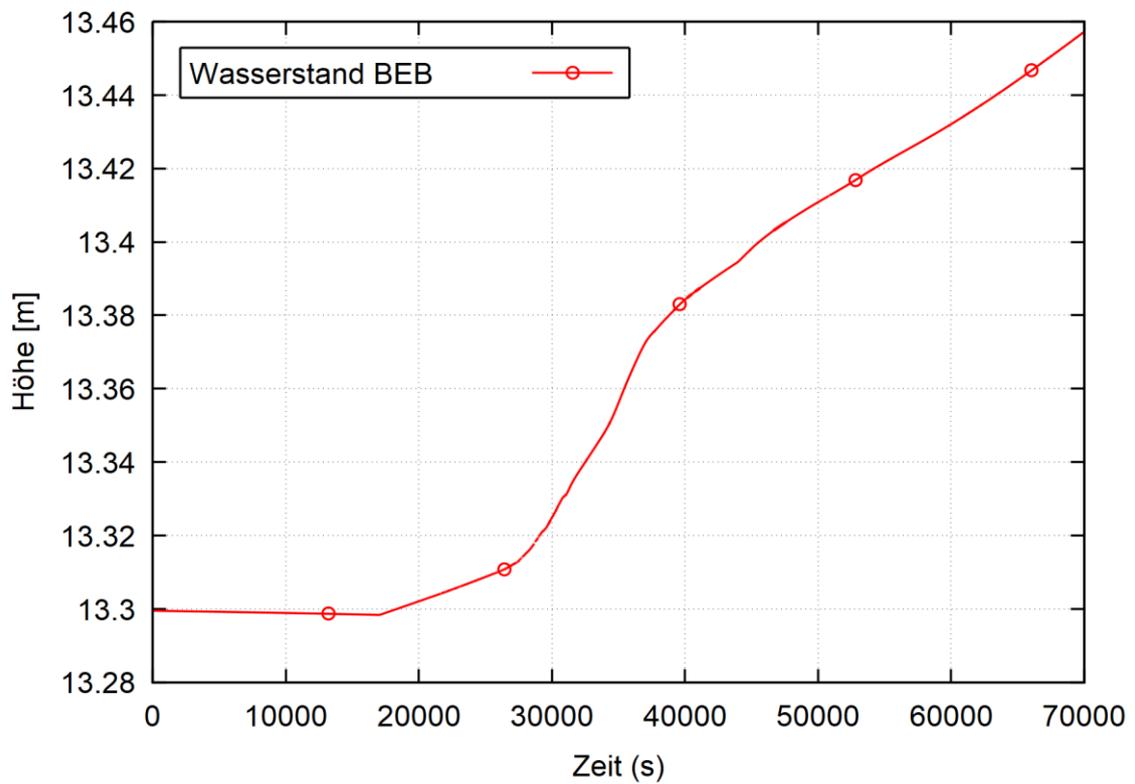


Abb. A. 25 Füllstand BE-Lagerbecken

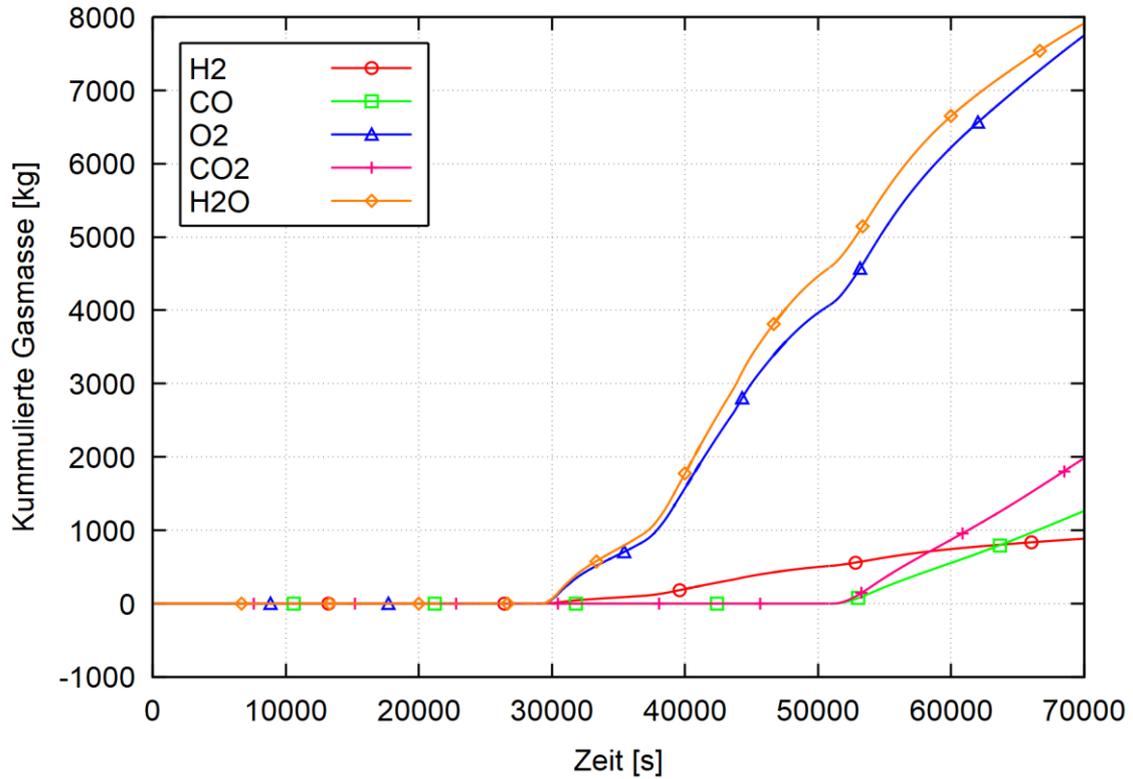


Abb. A. 26 Durch Rekombination erzeugte bzw. verbrauchte Gasmassen

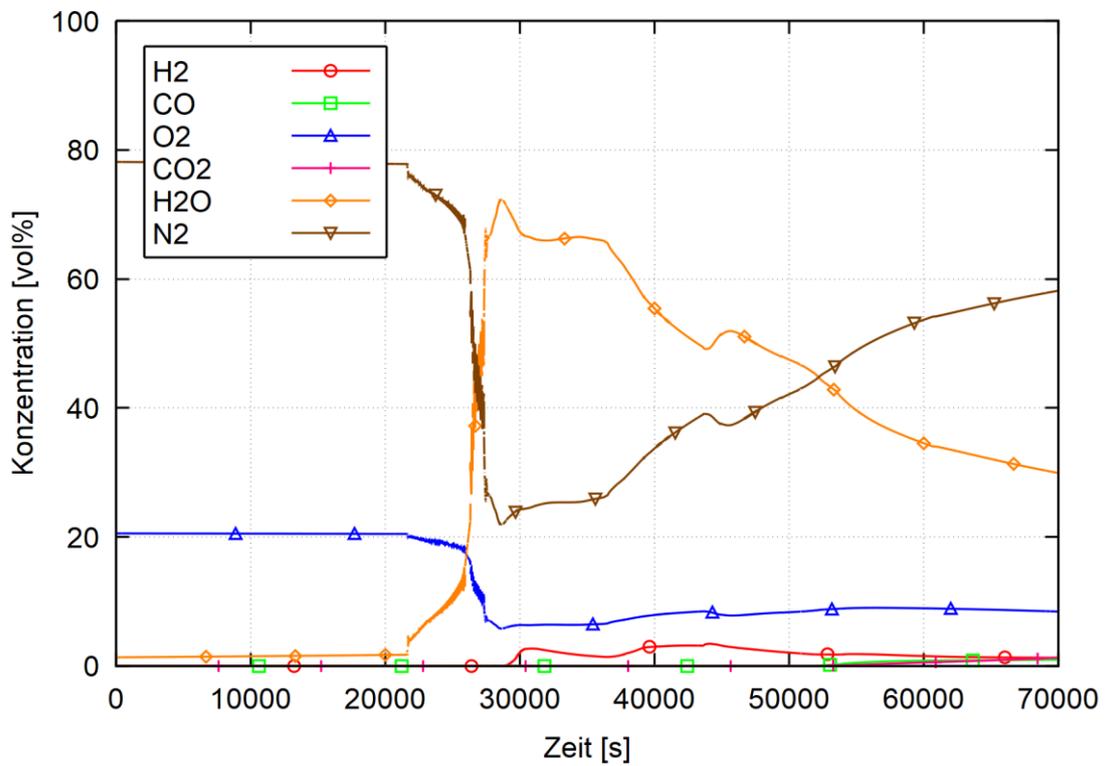


Abb. A. 27 Gaskonzentrationen im Dom-Bereich des SHB

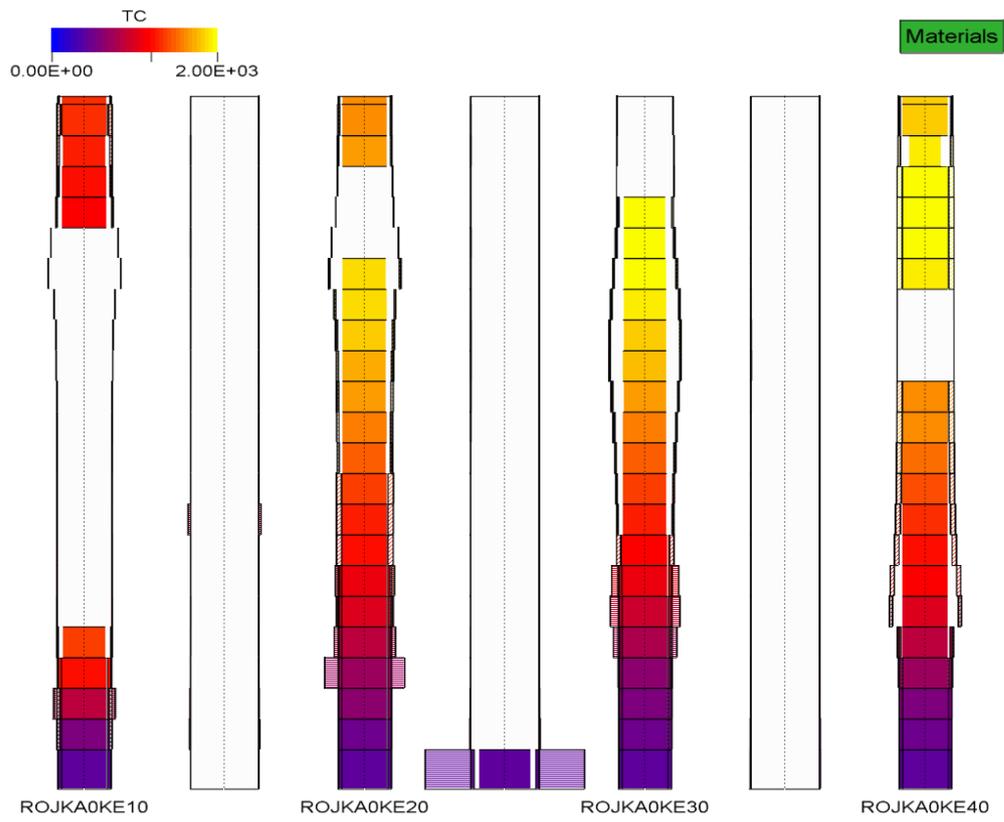


Abb. A. 28 Zustand des Kerns am Ende der Simulation (Zeit der Transiente: 70.000 s)

A.2 Analyseergebnisse Sensitivitätsanalysen zum „SBO“ (mit ausgewählten zusätzlichen präventiven Notfallmaßnahmen des NHB)

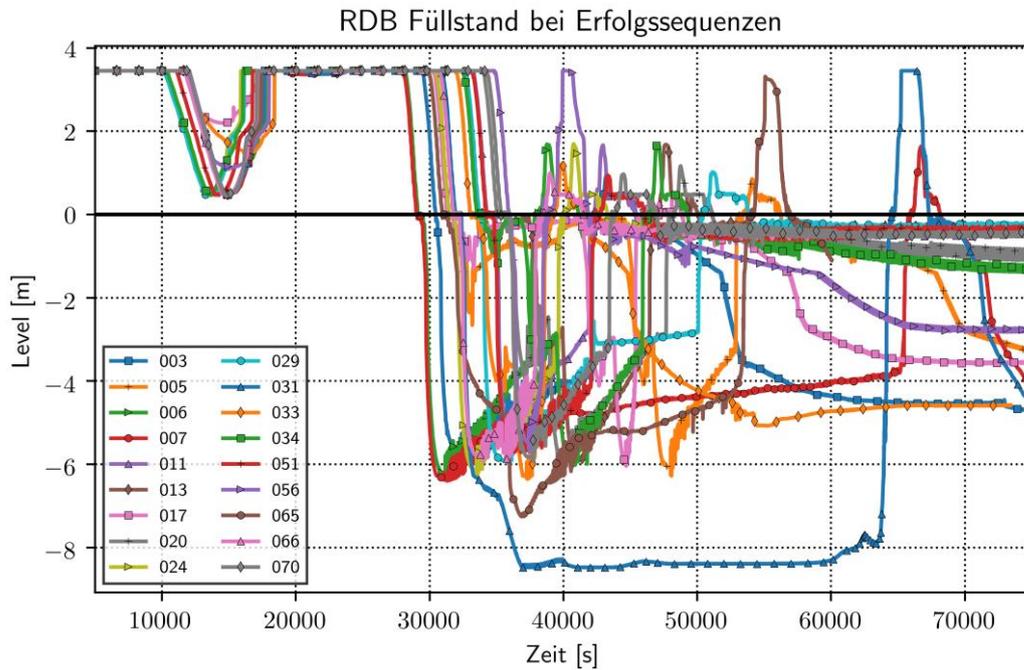


Abb. A. 29 RDB Füllstand für alle erfolgreichen Sequenzen im Unfallablauf SBO

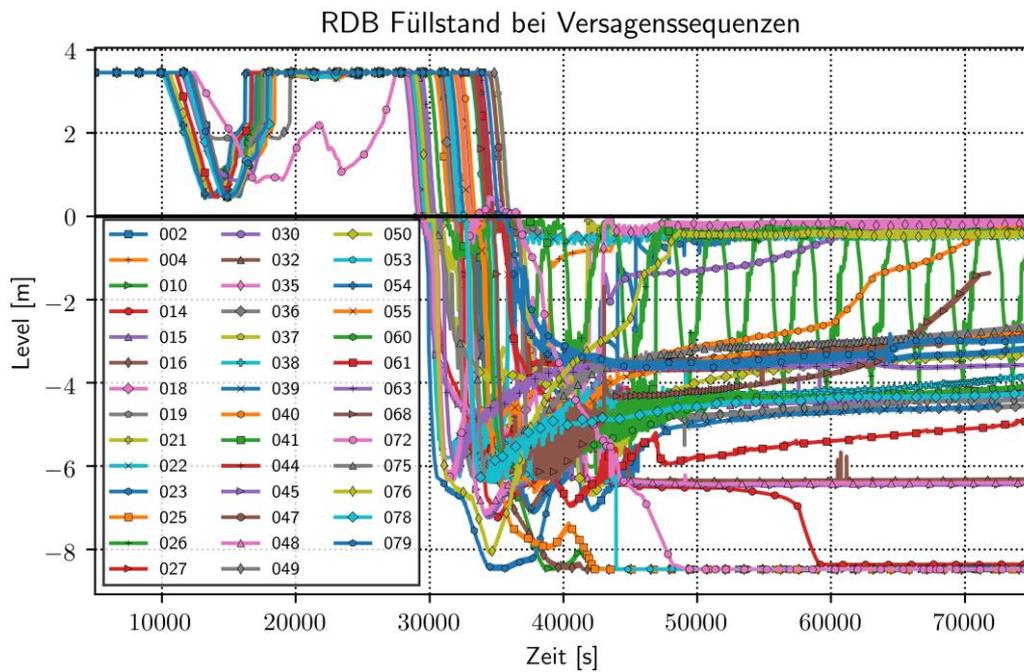


Abb. A. 30 RDB-Füllstand für alle Versagenssequenzen im Unfallablauf SBO

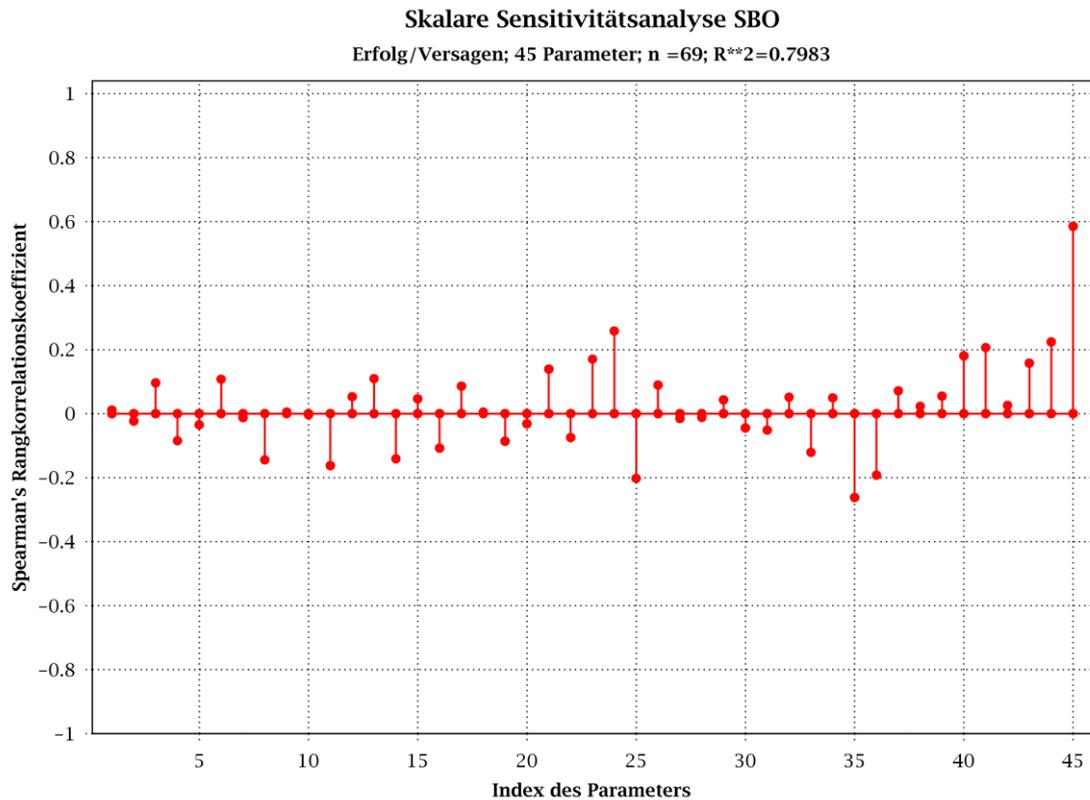


Abb. A. 31 Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman bei Untersuchung des Zusammenhangs zwischen Erfolg der Maßnahmen und unsicheren Parameterwerten

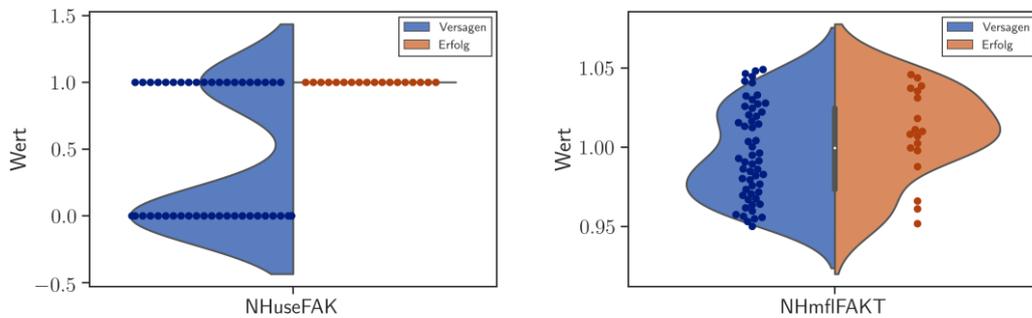


Abb. A. 32 Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Verfügbarkeit (links) und des Massenstroms (rechts) der FAK-Pumpe

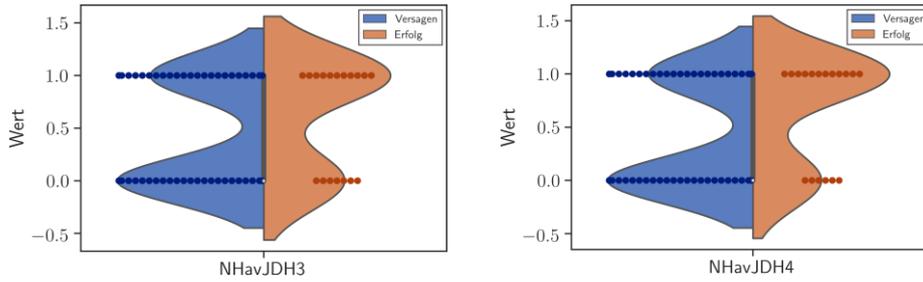


Abb. A. 33 Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Verfügbarkeit von JDH-Pumpen

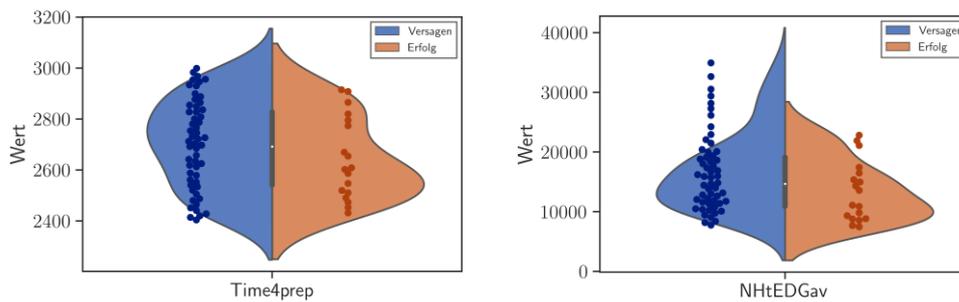


Abb. A. 34 Kategorisierte Ergebnisverteilungen des Zeitbedarfs zur Vorbereitung SDE (links) sowie bis zur Verfügbarkeit der MEDGs (rechts)

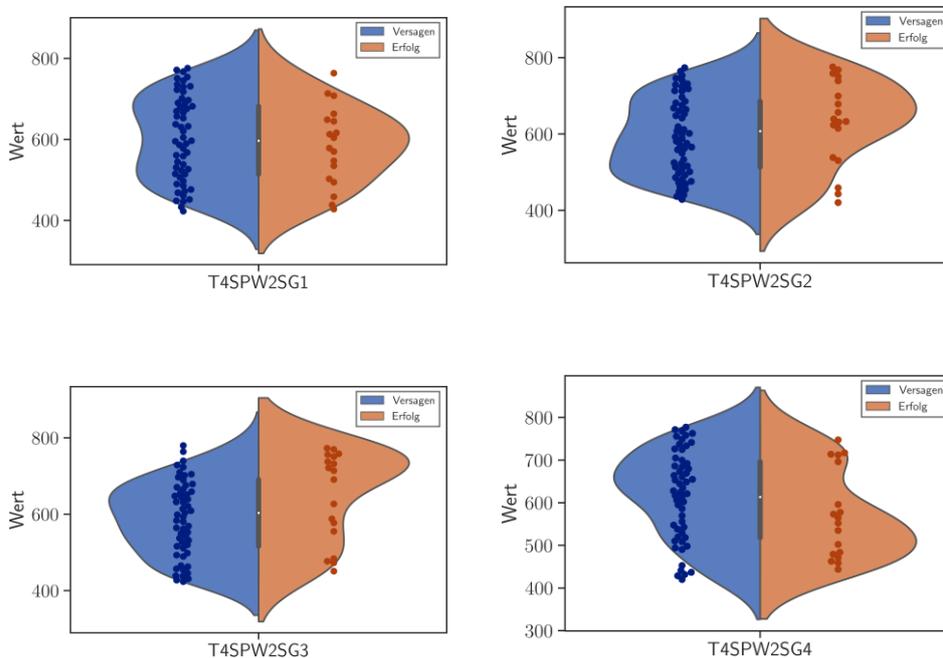


Abb. A. 35 Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Verzögerung bis zum Einsetzen der sekundärseitigen DE-Bespeisung

B Analyseergebnisse für das Ereignis „Kleines Leck mit Mehrfachausfällen“

Nachfolgend sind die detaillierten Analyseergebnisse für das auslösende Ereignis „Kleines Leck mit Mehrfachversagen von Sicherheitssystemen“ dargestellt. Das einleitende Ereignis wird mit dem Stand der Notfallmaßnahmen bis zum Fukushima-Unfall (Basisfall) und mit dem erweiterten Notfallkonzept analysiert.

B.1 Analyseergebnisse „Basisfall Kleines Leck“ (Stand der anlageninternen Notfallmaßnahmen bis Fukushima)

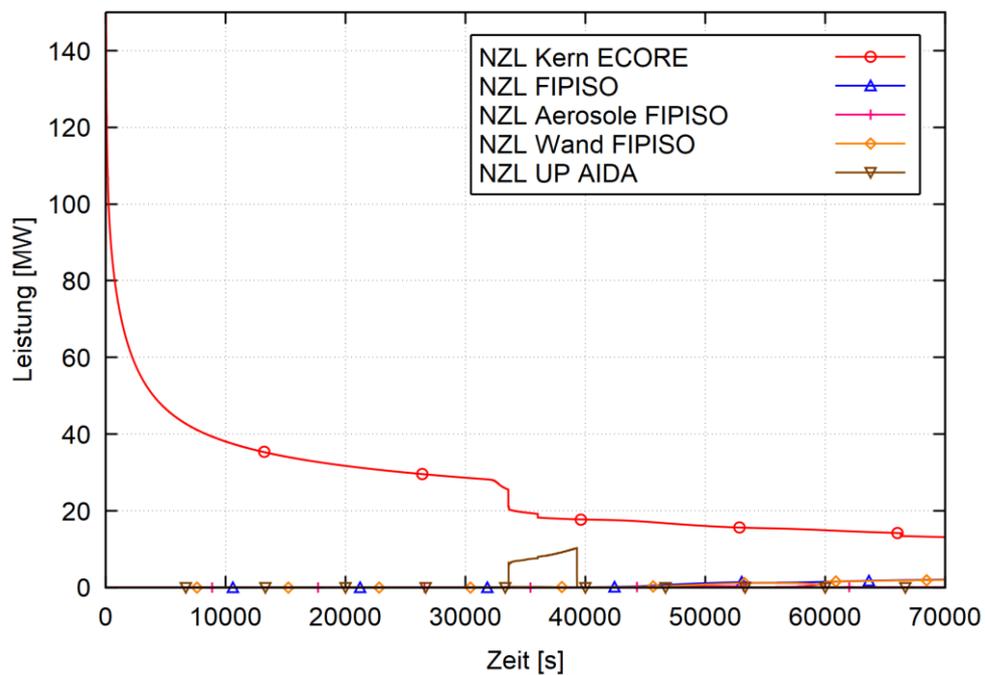


Abb. B. 1 Verteilung der Nachzerfallsleistung (NZL)

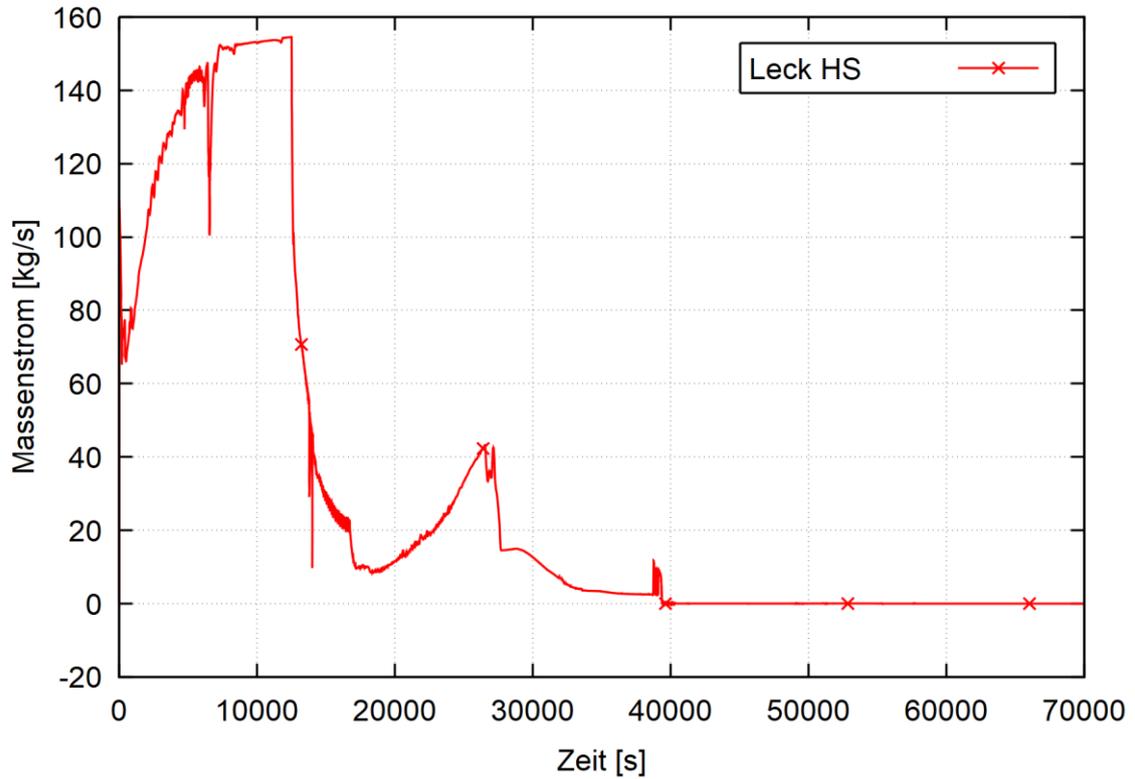


Abb. B. 2 Massenstrom Leck (heißer Strang)

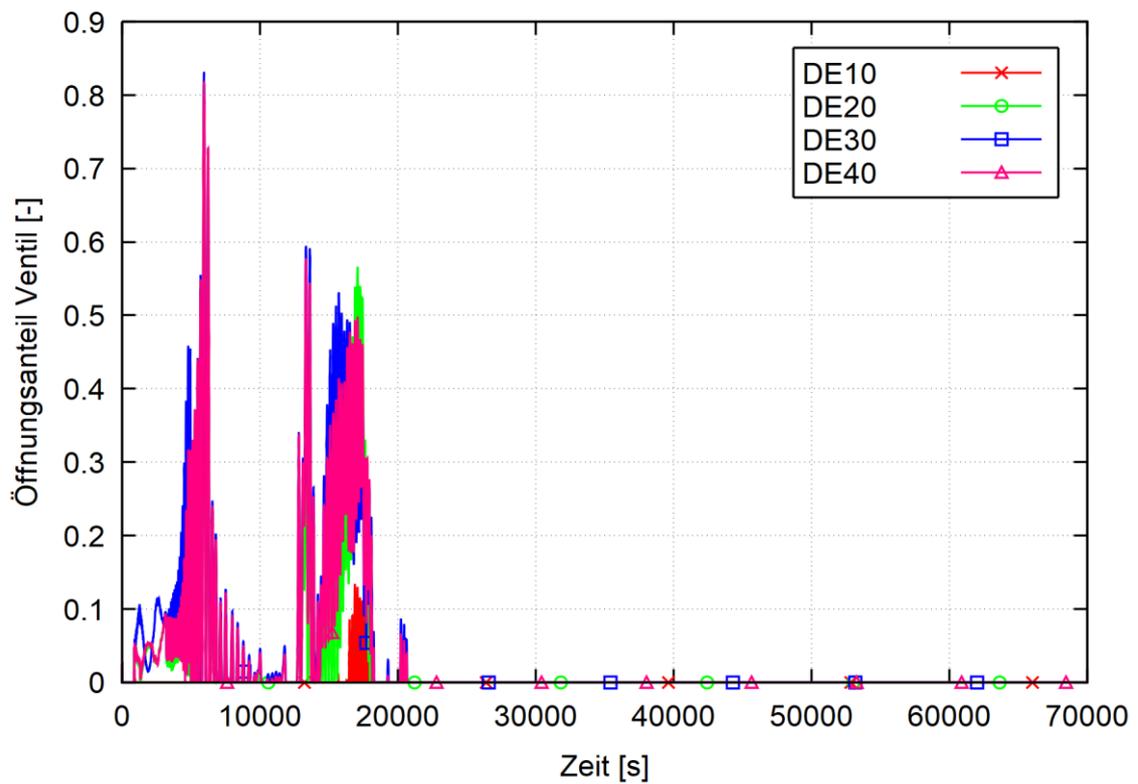


Abb. B. 3 Öffnungsanteil Abblaseregelventile

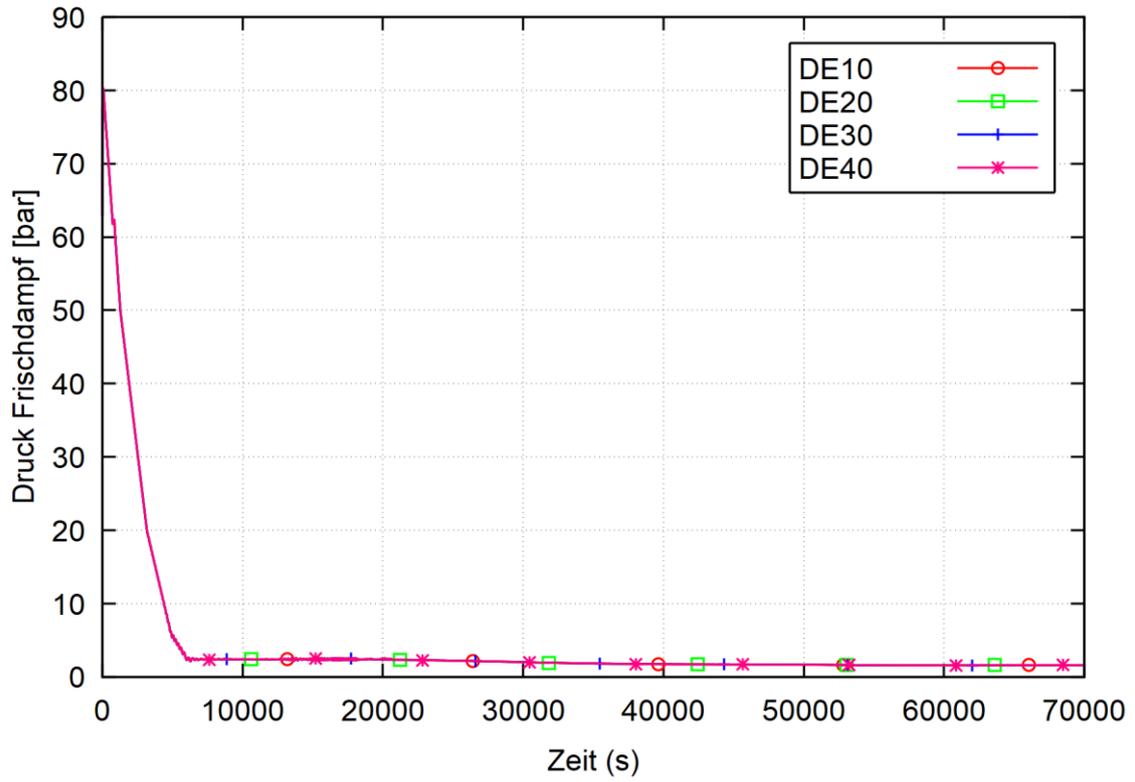


Abb. B. 4 Frischdampf-Druck

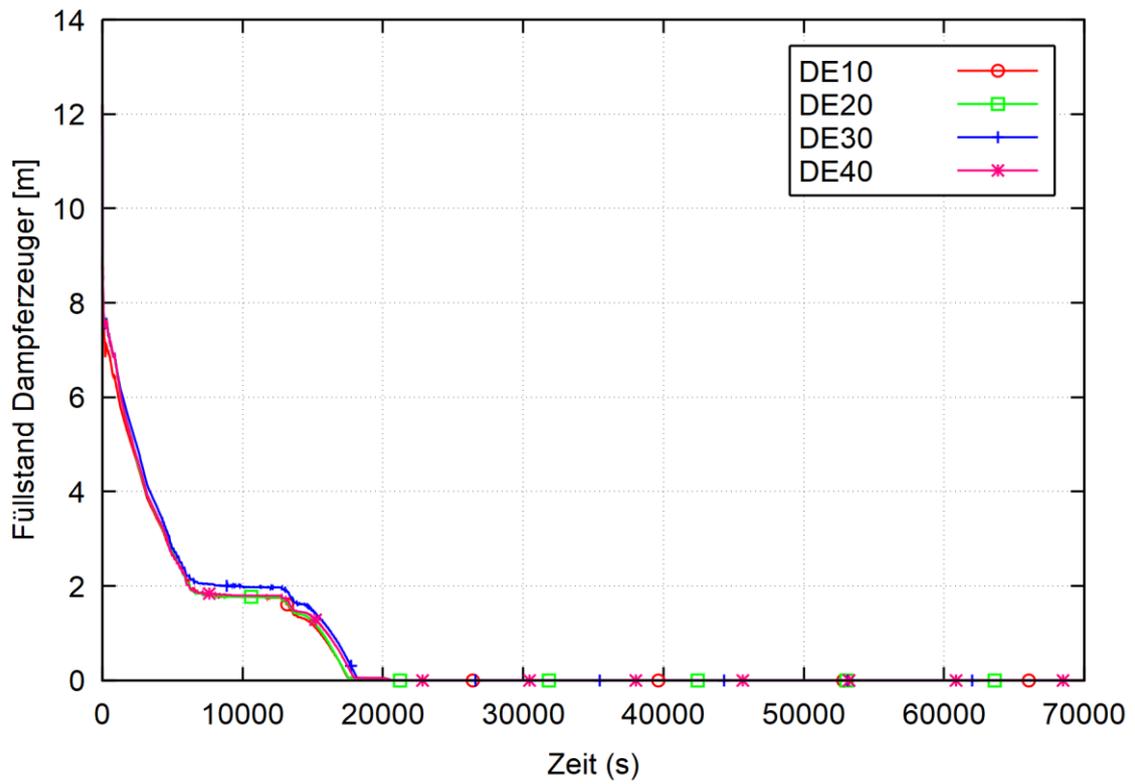


Abb. B. 5 Füllstand Dampferzeuger (DE)

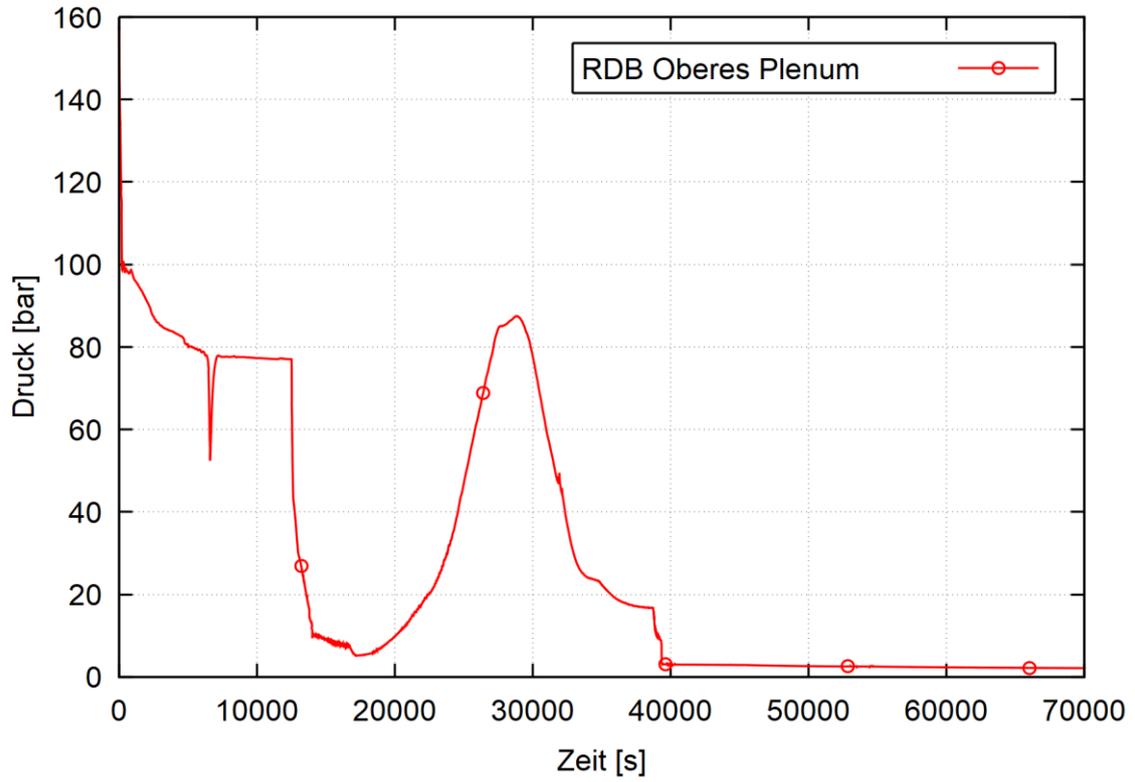


Abb. B. 6 Druck Reaktordruckbehälter (RDB)

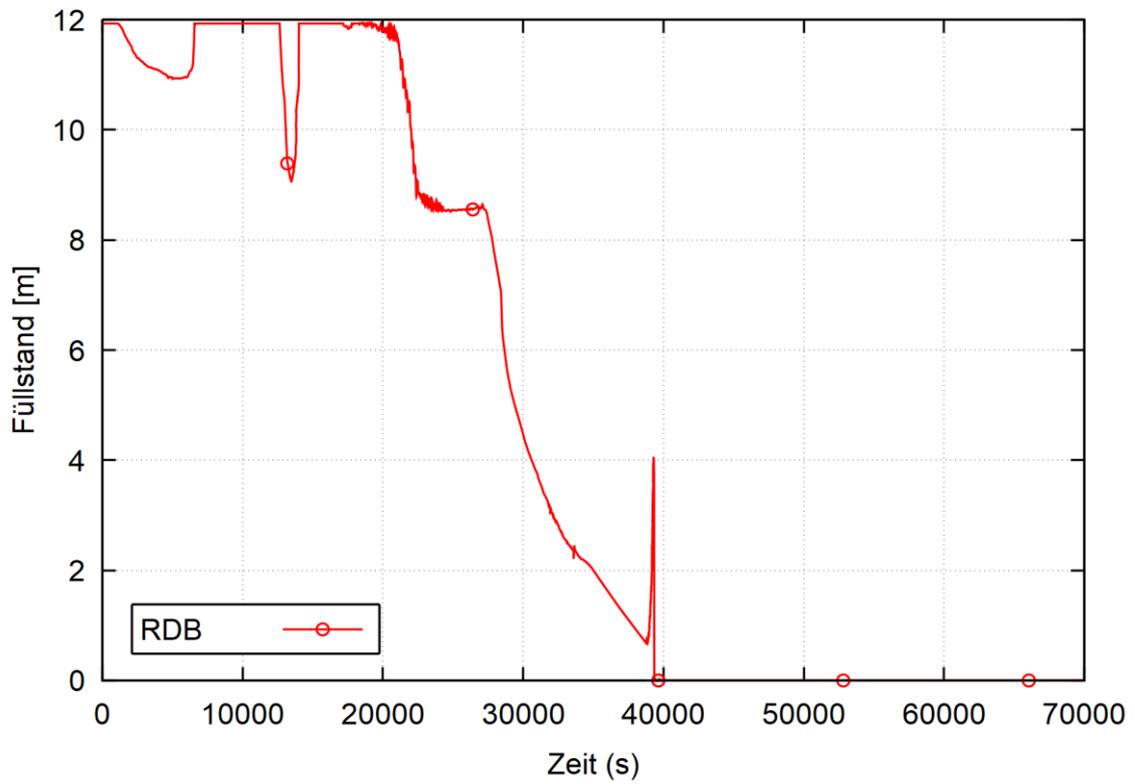


Abb. B. 7 Füllstand Reaktordruckbehälter (RDB)

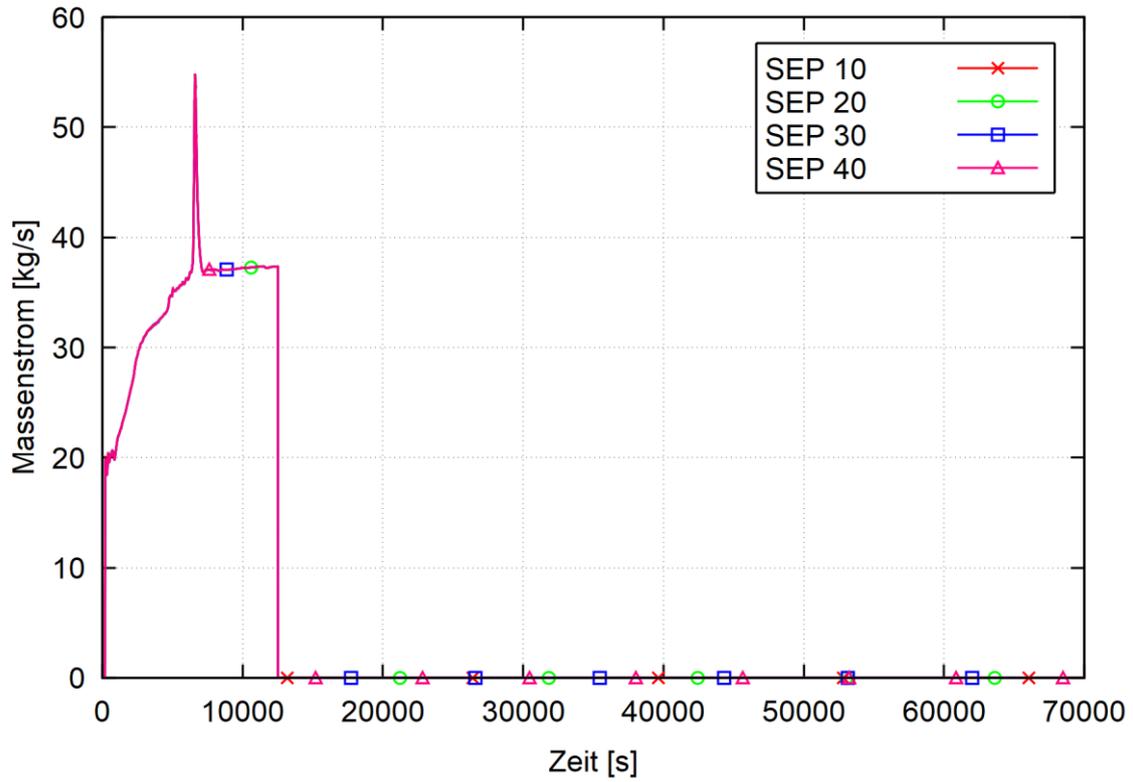


Abb. B. 8 Massenströme Sicherheitseinspeisepumpen

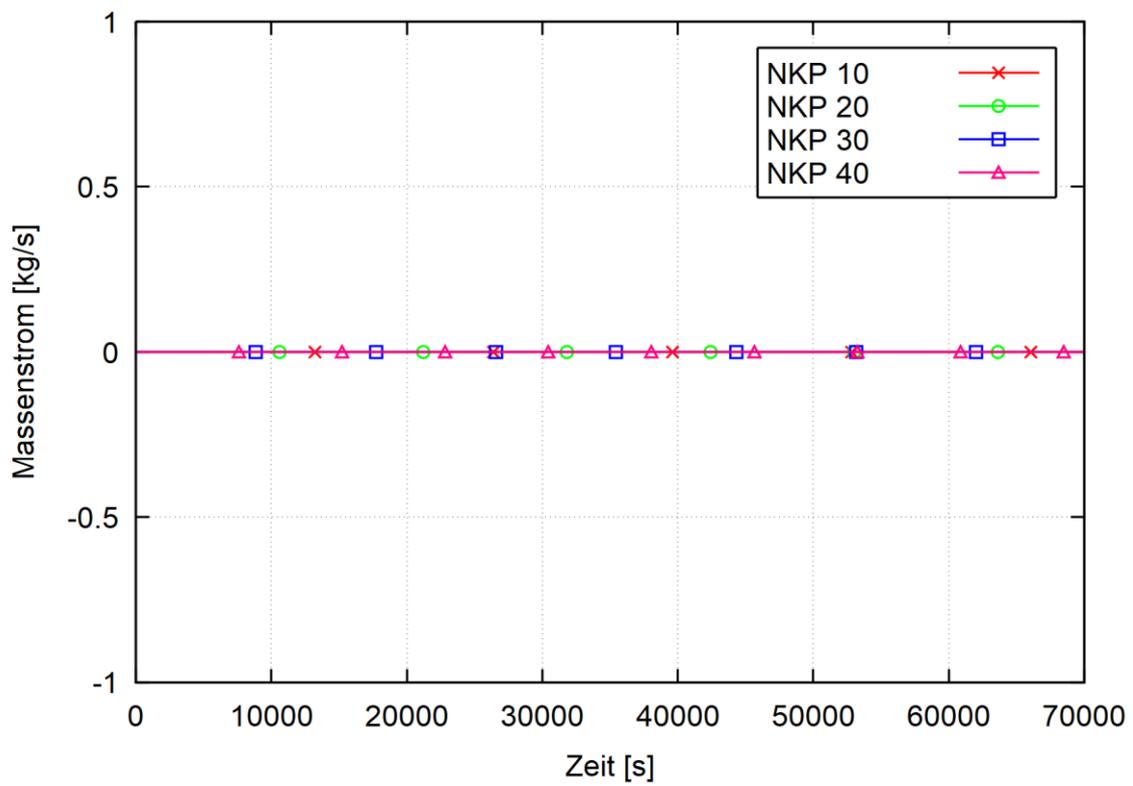


Abb. B. 9 Massenströme Not- und Nachkühlpumpen

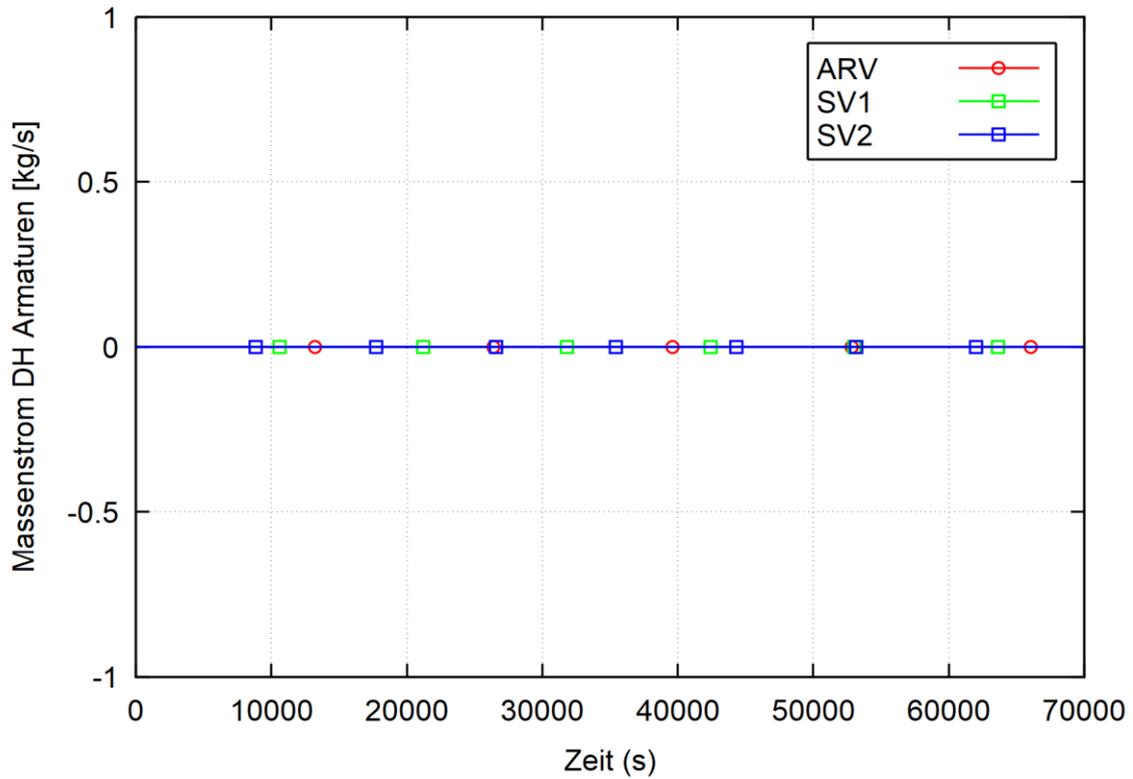


Abb. B. 10 Massenstrom Druckhalter-Armaturen

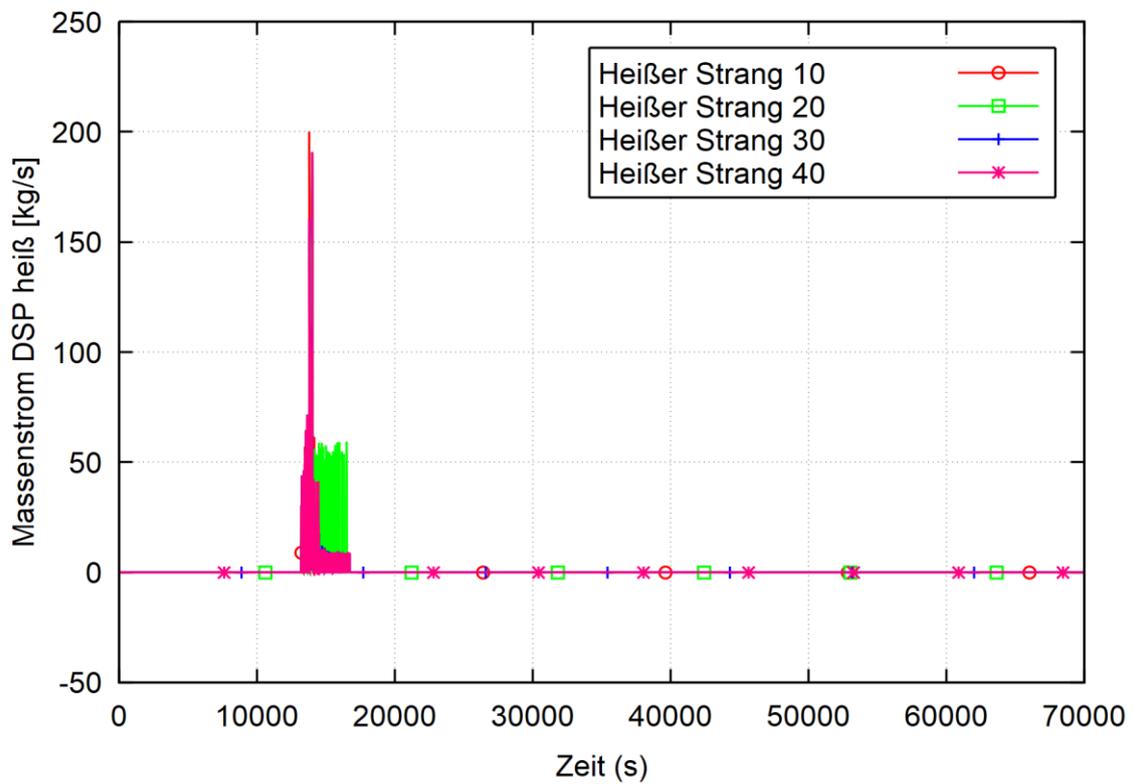


Abb. B. 11 Einspeisung heißseitige Druckspeicher (DSP)

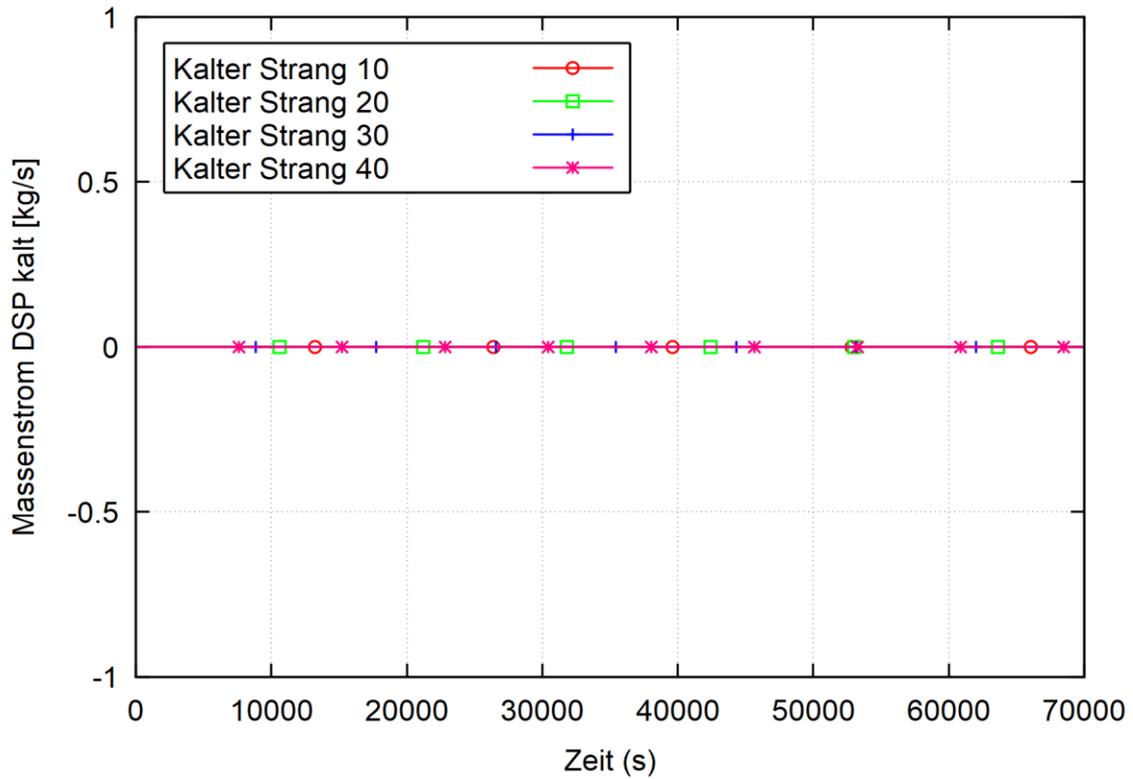


Abb. B. 12 Einspeisung kaltseitige Druckspeicher (DSP)

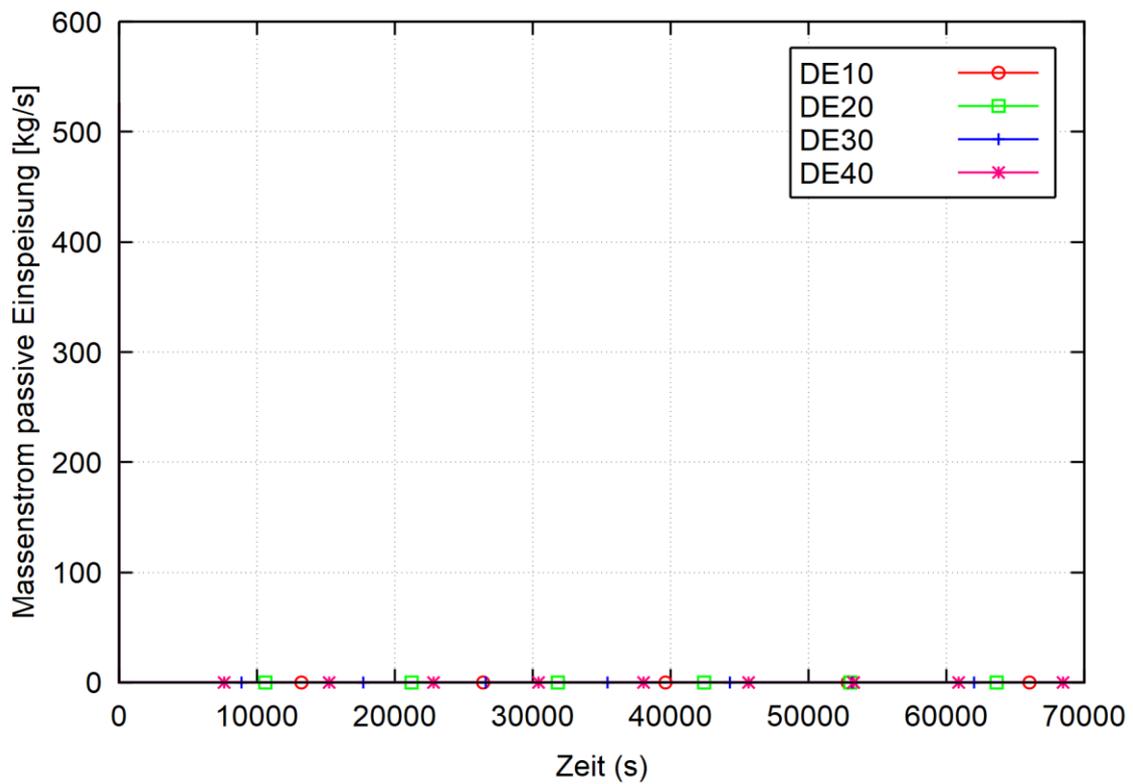


Abb. B. 13 Massenströme passive Einspeisung

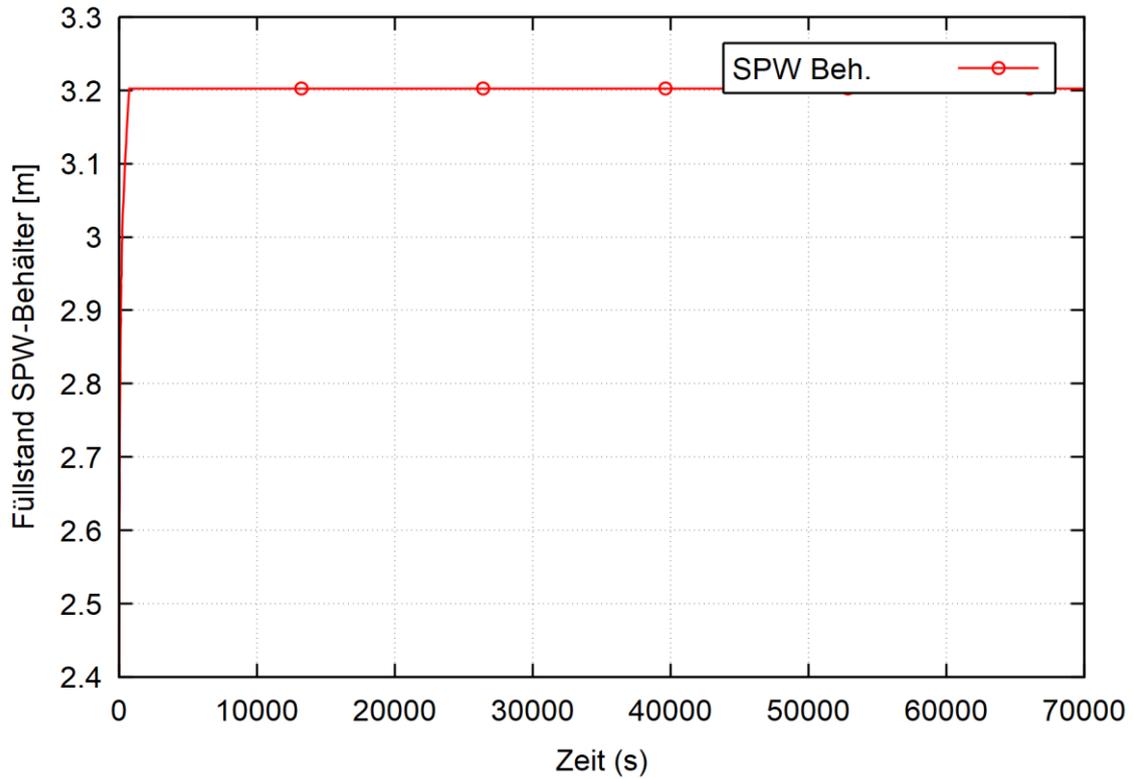


Abb. B. 14 Wasserstand Speisewasser-Behälter

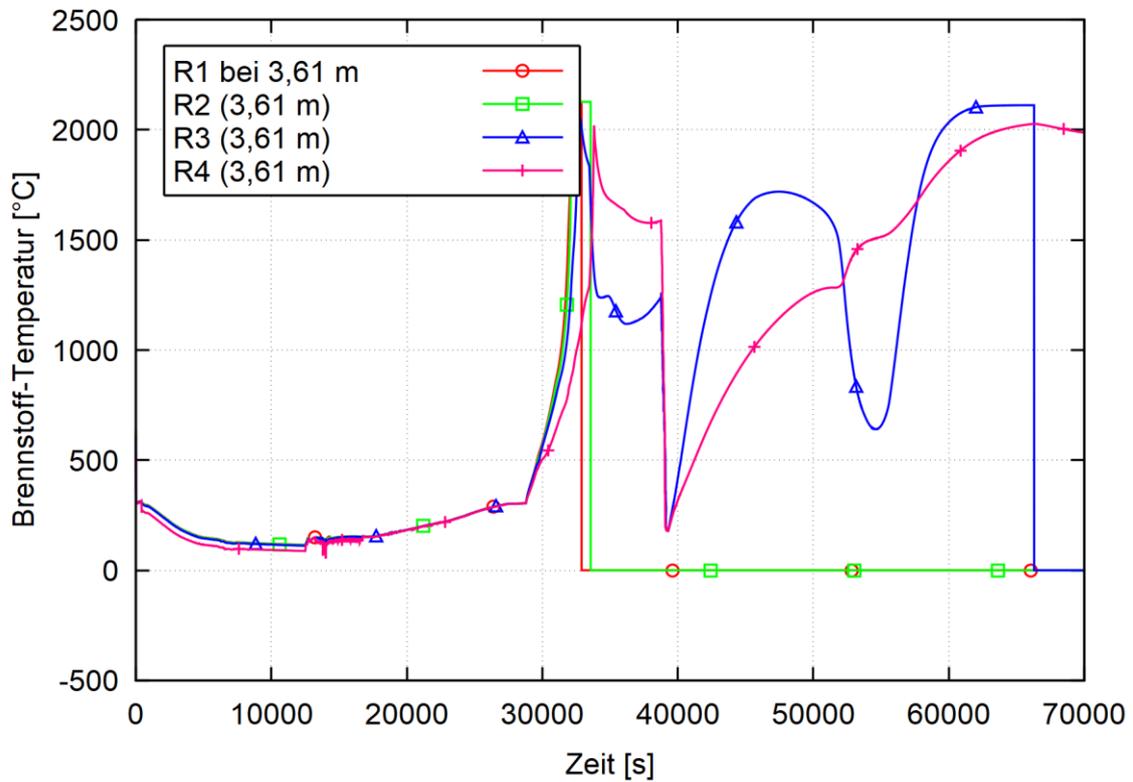


Abb. B. 15 Brennstoff-Temperaturen oberer Kernbereich (3,61 m aktiver Kern)

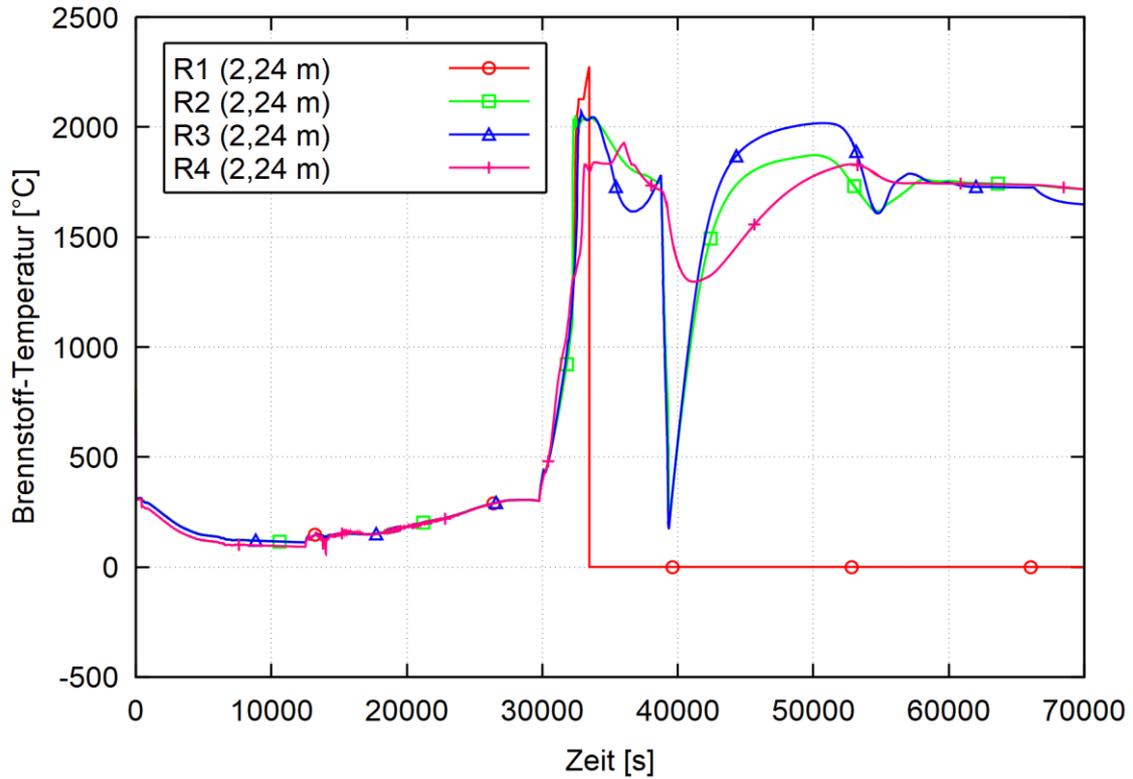


Abb. B. 16 Brennstoff-Temperaturen mittlerer Kernbereich (2,24 m aktiver Kern)

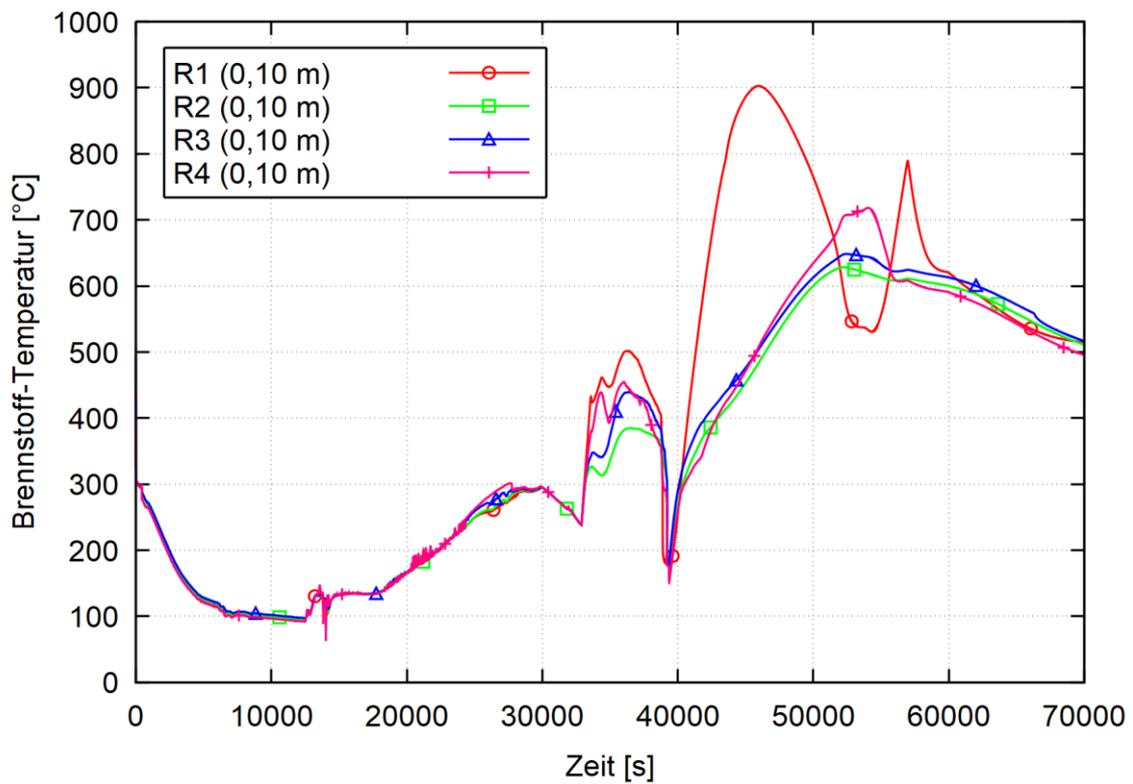


Abb. B. 17 Brennstoff-Temperaturen unterer Kernbereich (0,10 m aktiver Kern)

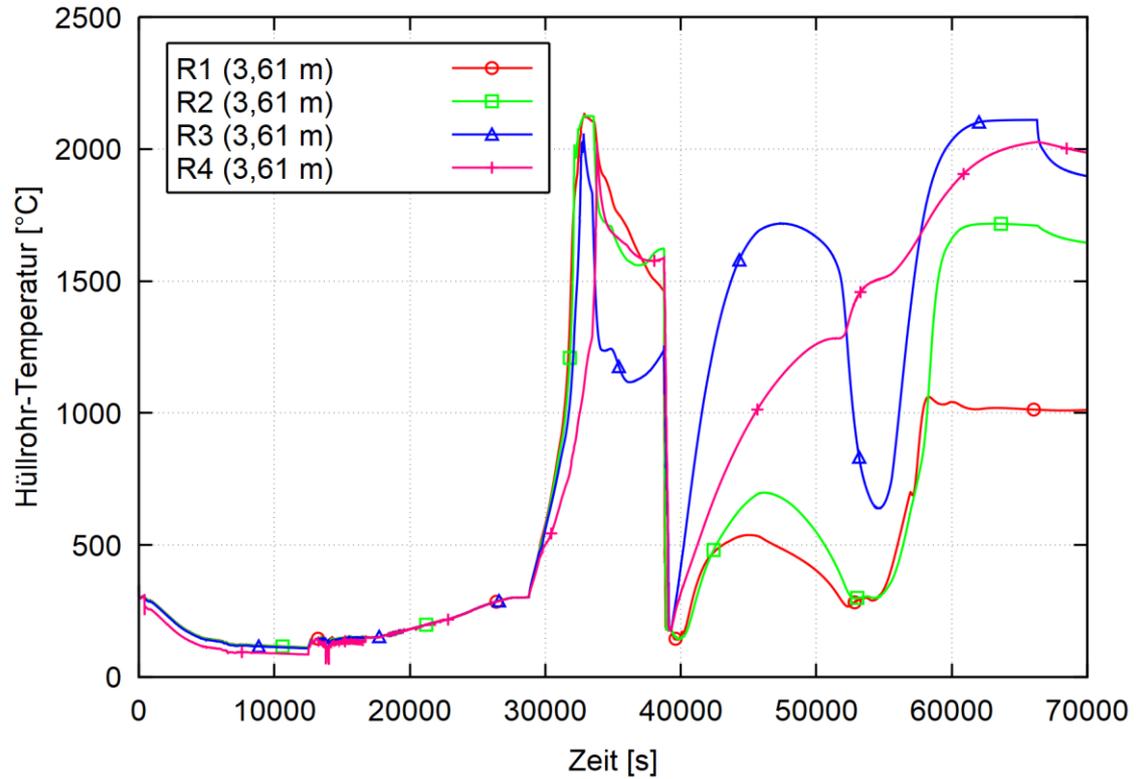


Abb. B. 18 Hüllrohr-Temperaturen oberer Kernbereich (3,61 m aktiver Kern)

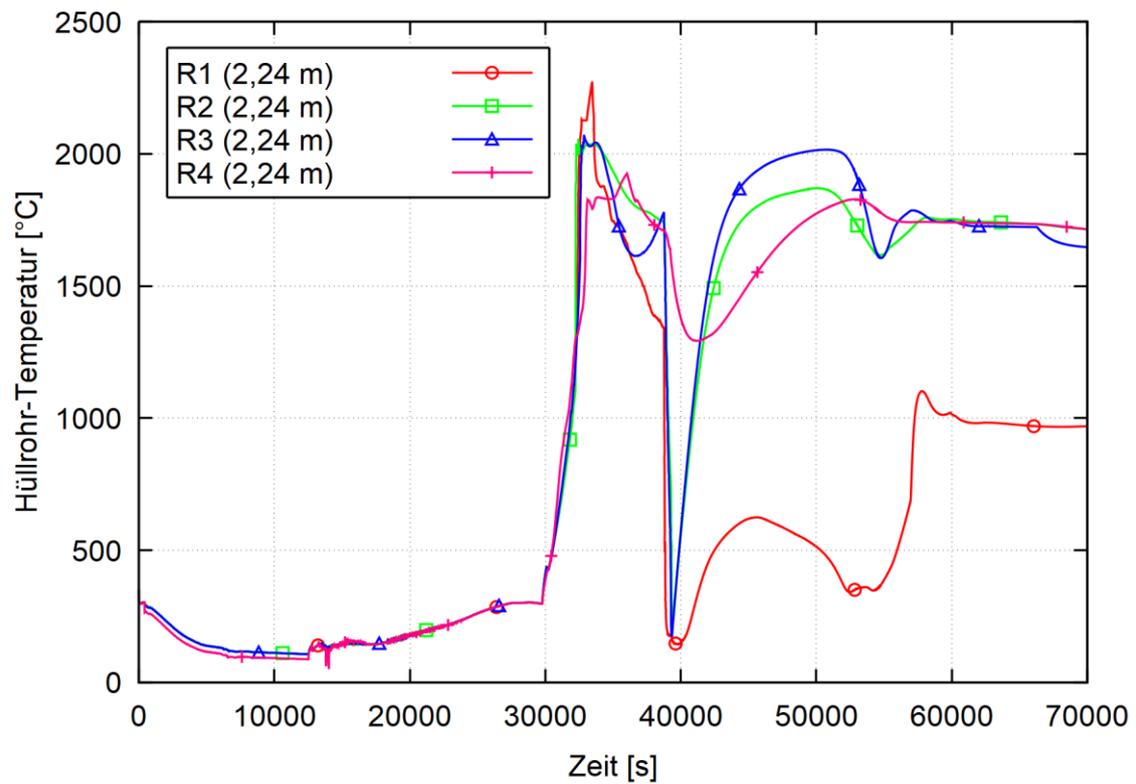


Abb. B. 19 Hüllrohr-Temperaturen mittlerer Kernbereich (2,24 m aktiver Kern)

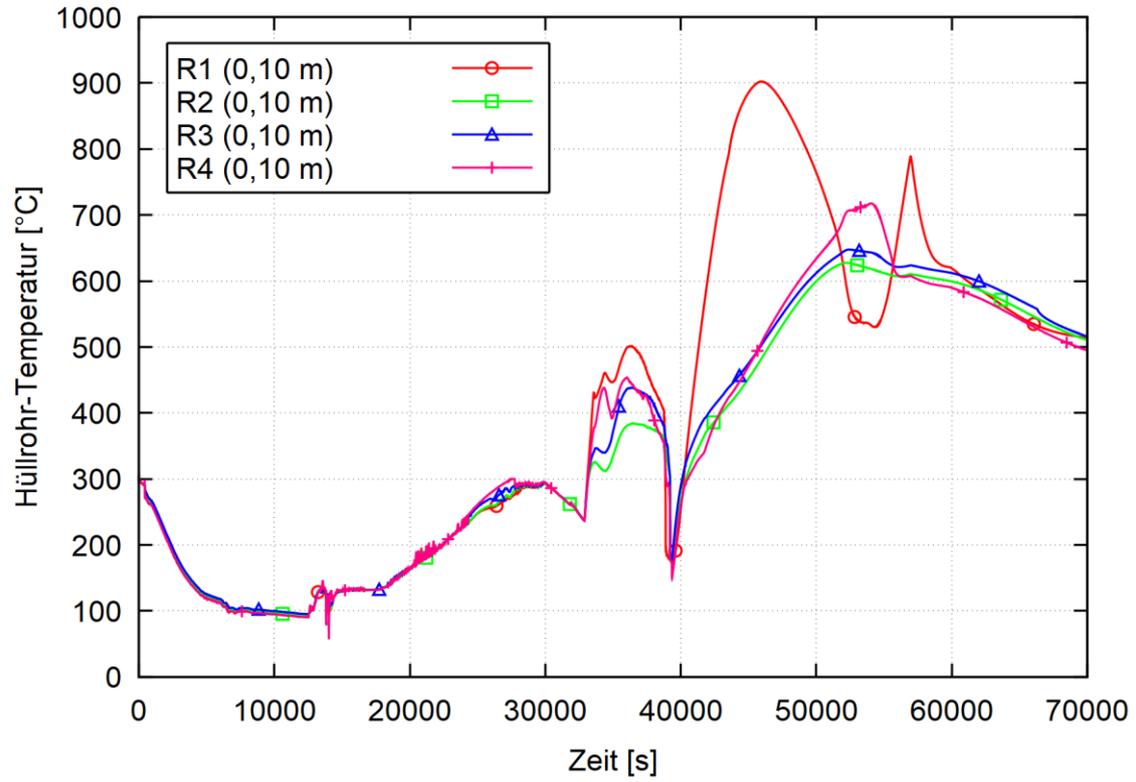


Abb. B. 20 Hüllrohr-Temperaturen unterer Kernbereich (0,10 m aktiver Kern)

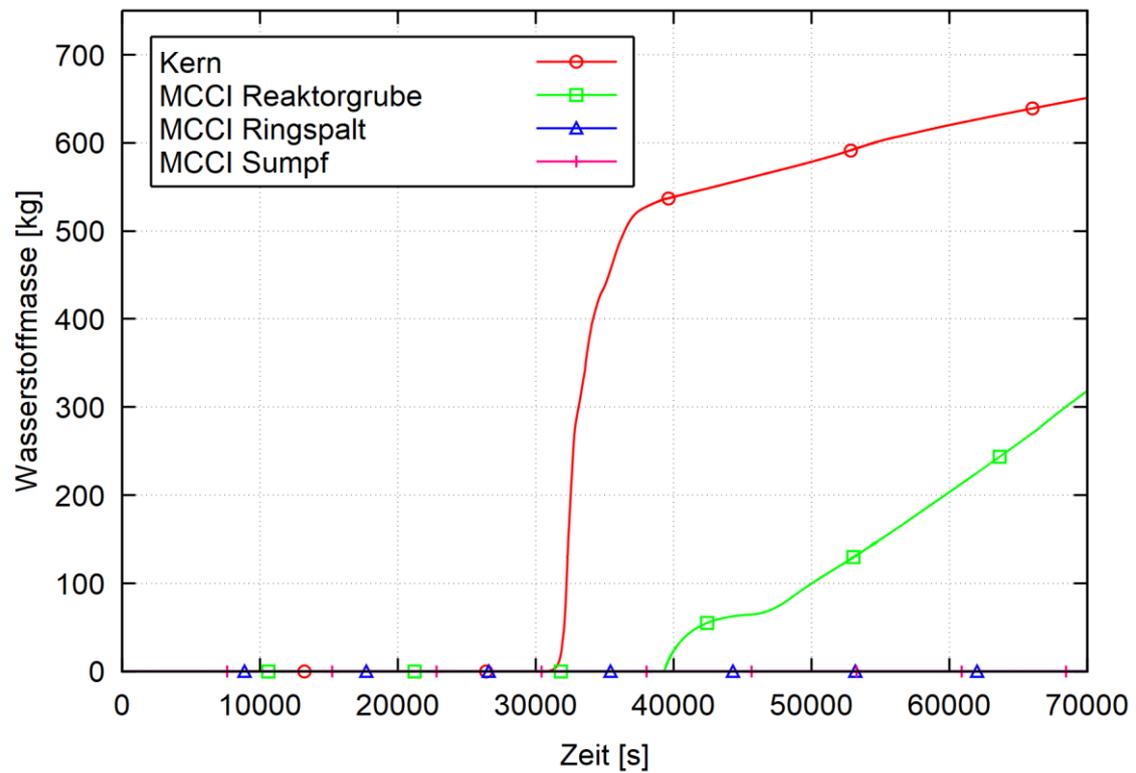


Abb. B. 21 H₂-Erzeugung

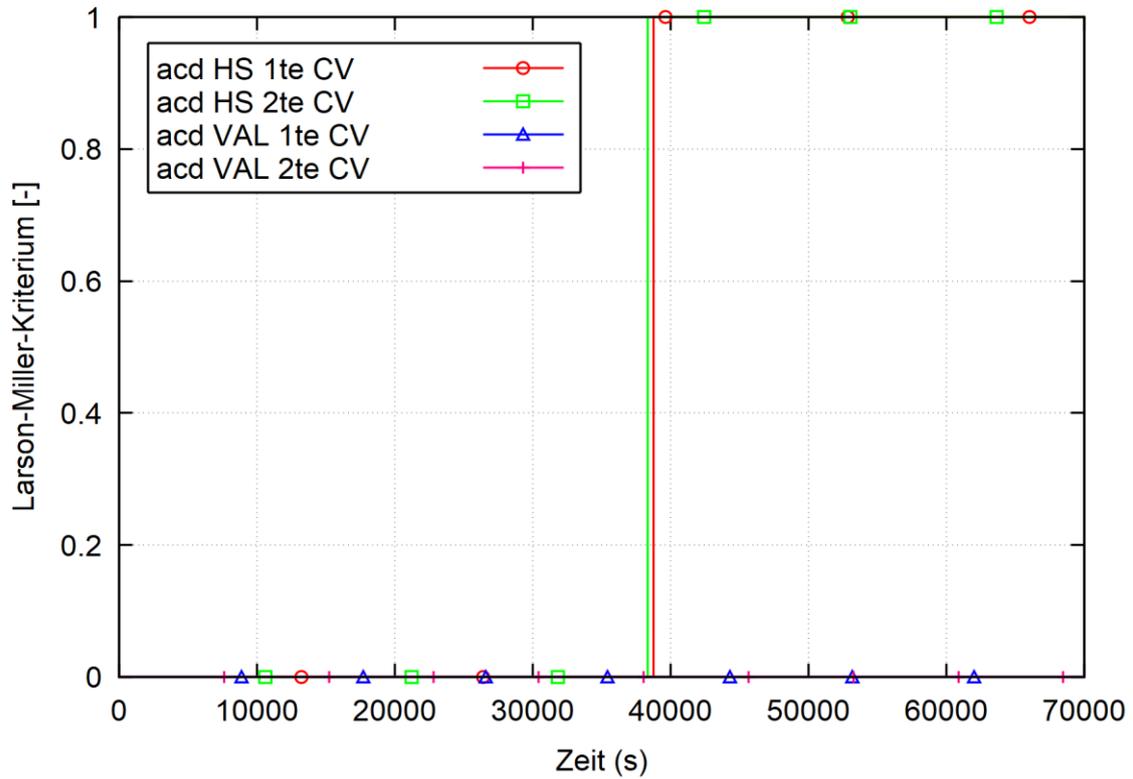


Abb. B. 22 Indikatoren für Kriechbruch aus Larson-Miller-Modell

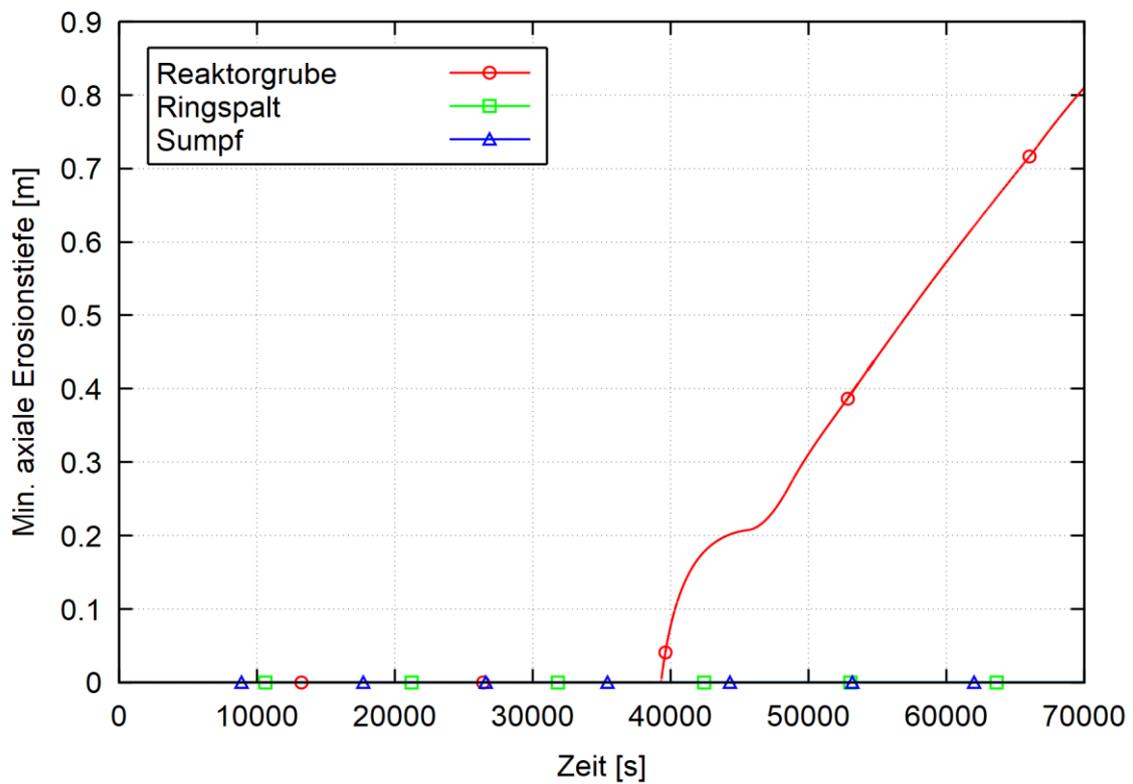


Abb. B. 23 Axiale Erosionstiefen der unteren RSB-Bereiche

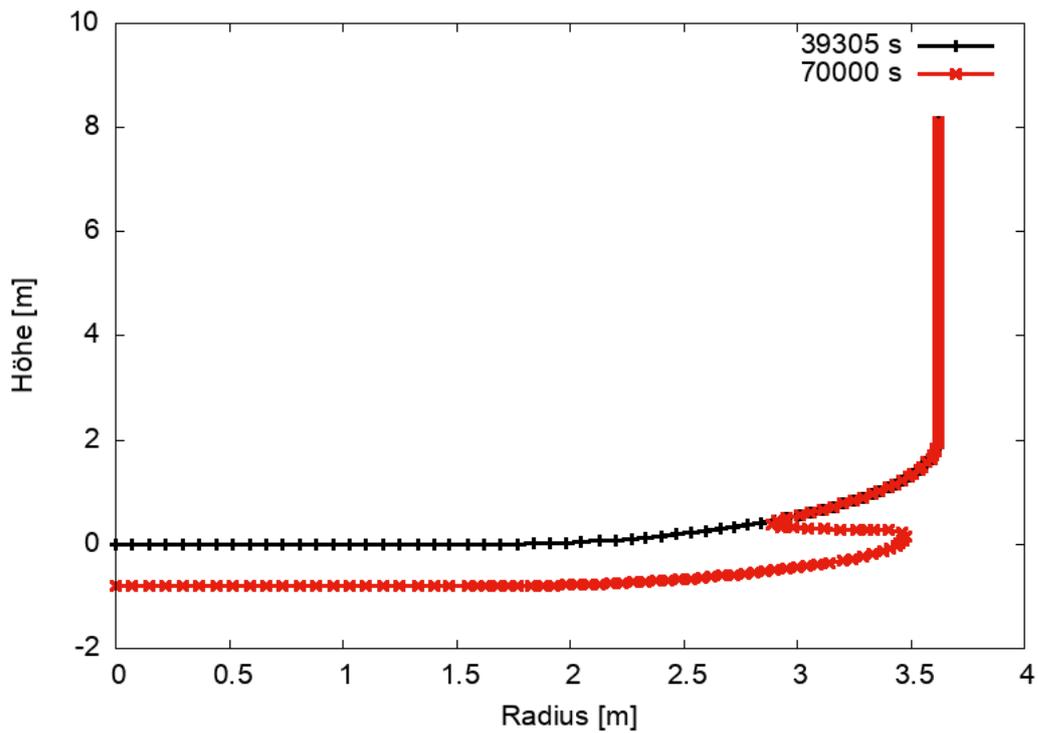


Abb. B. 24 Erosionsfronten bei Beginn MCCI (39305 s) und am Ende der Analyse (70000 s)

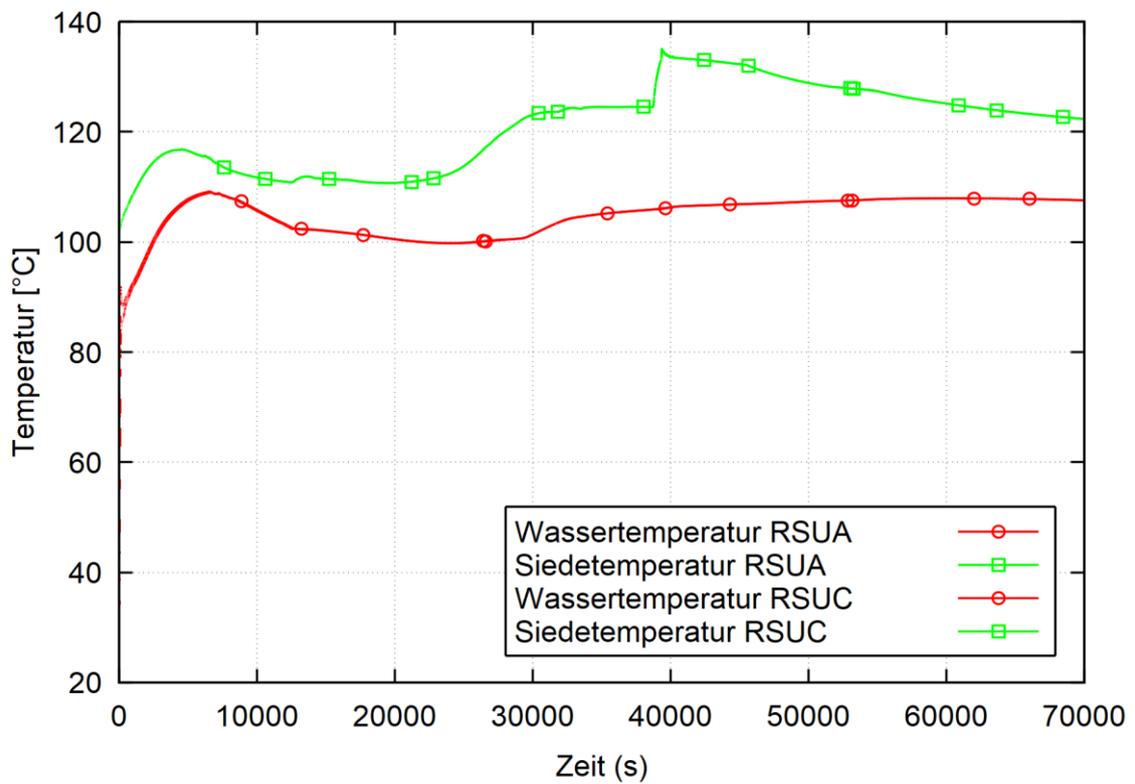


Abb. B. 25 Wassertemperatur und Siedetemperatur des Sumpfwassers

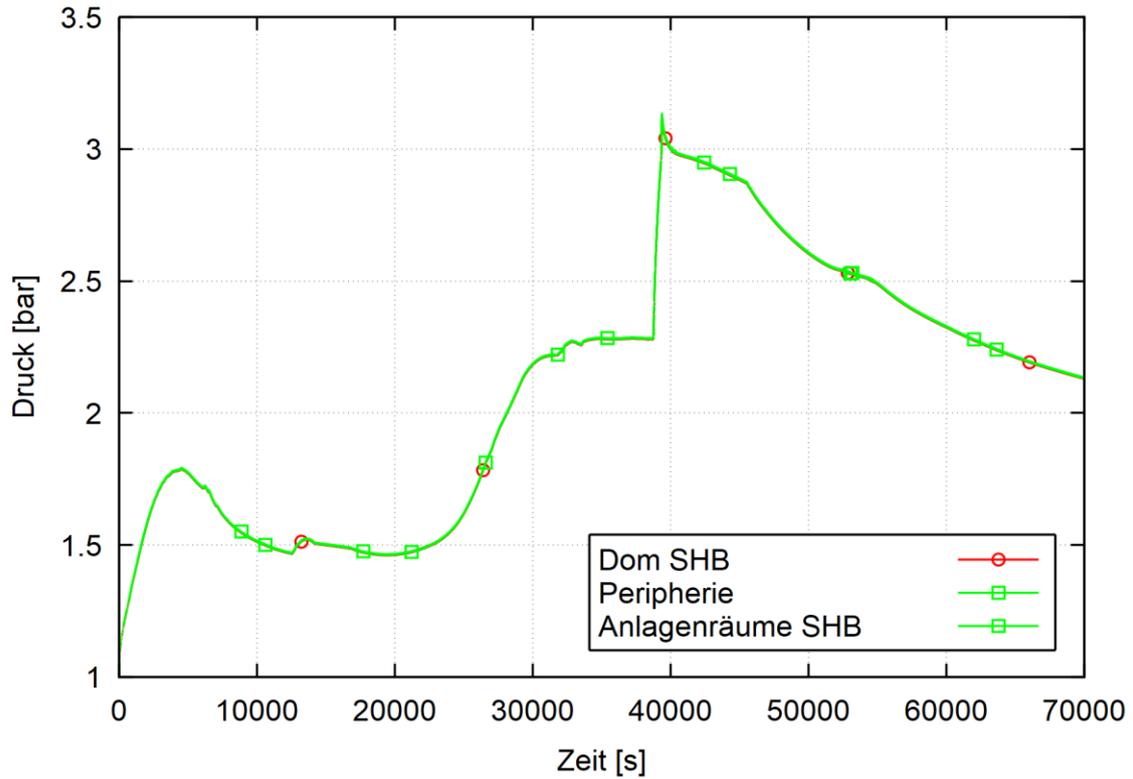


Abb. B. 26 Druck in verschiedenen SHB-Bereichen

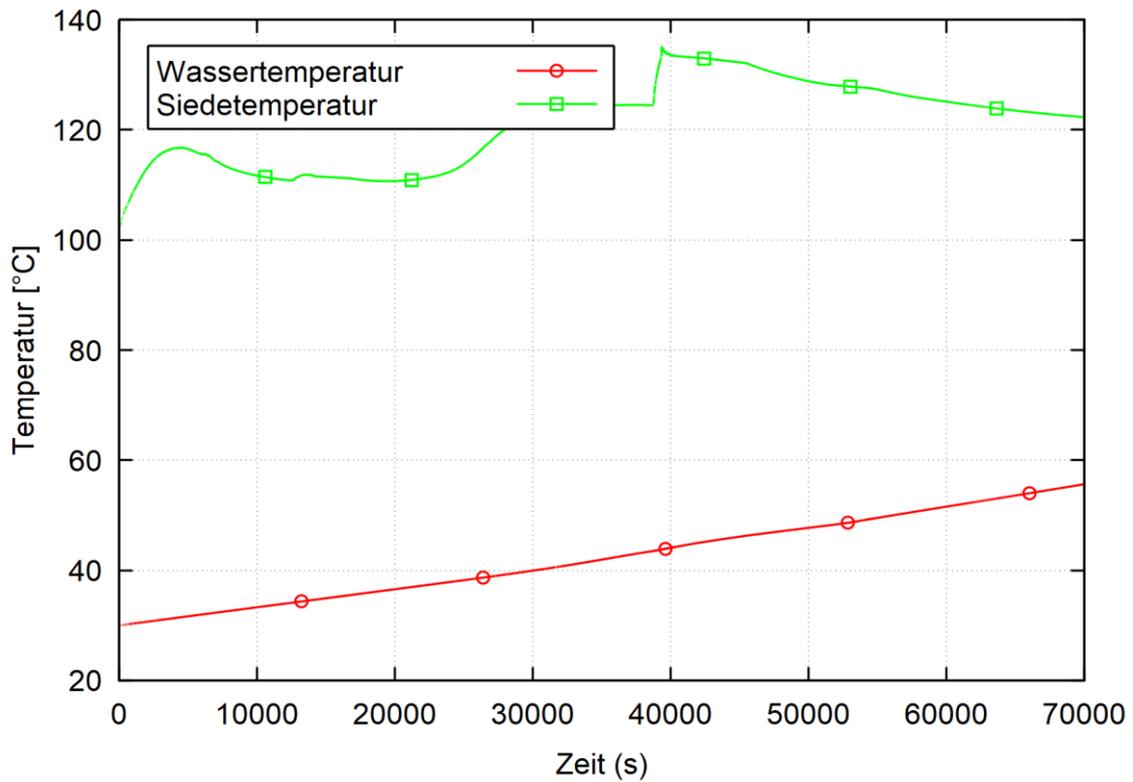


Abb. B. 27 Wassertemperaturen im BE-Lagerbecken

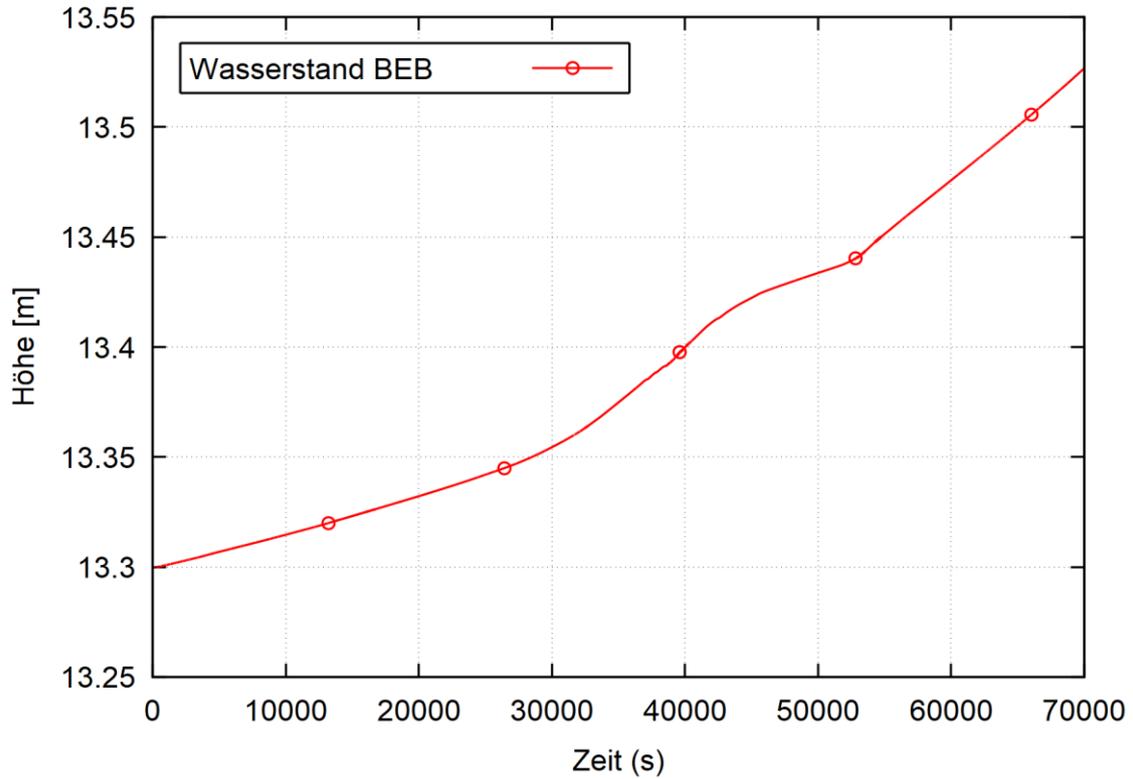


Abb. B. 28 Füllstand BE-Lagerbecken

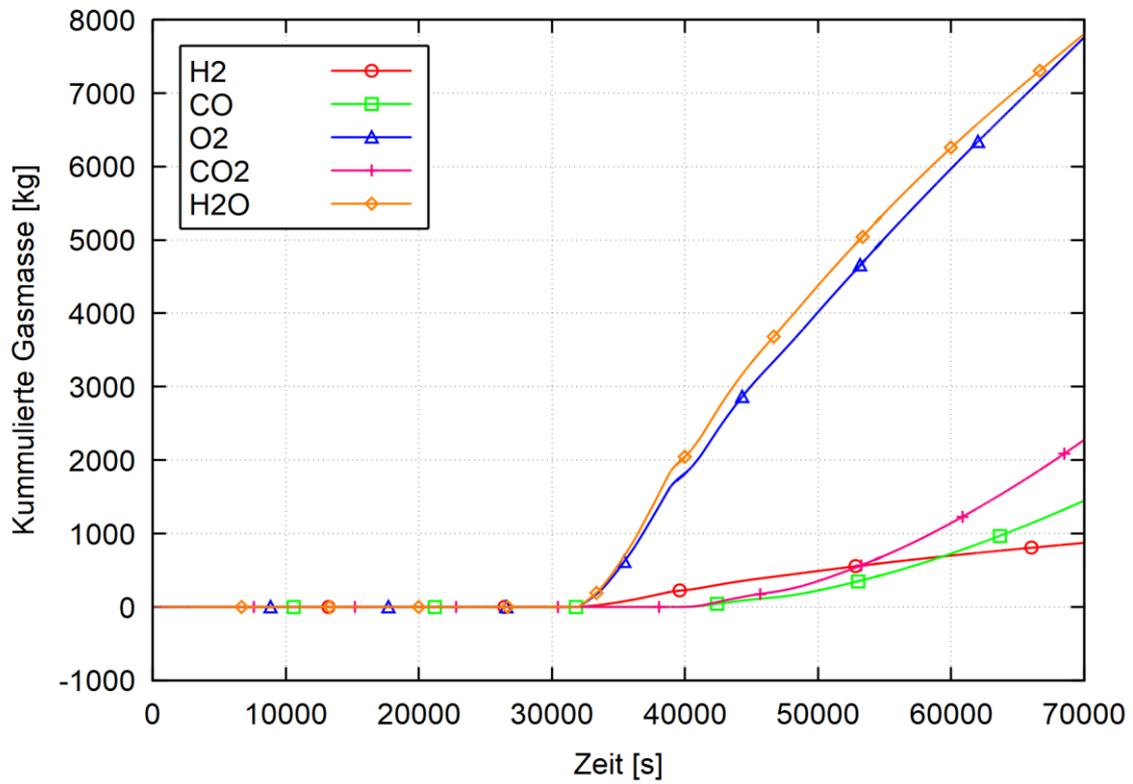


Abb. B. 29 Durch Rekombination erzeugte bzw. verbrauchte Gasmassen

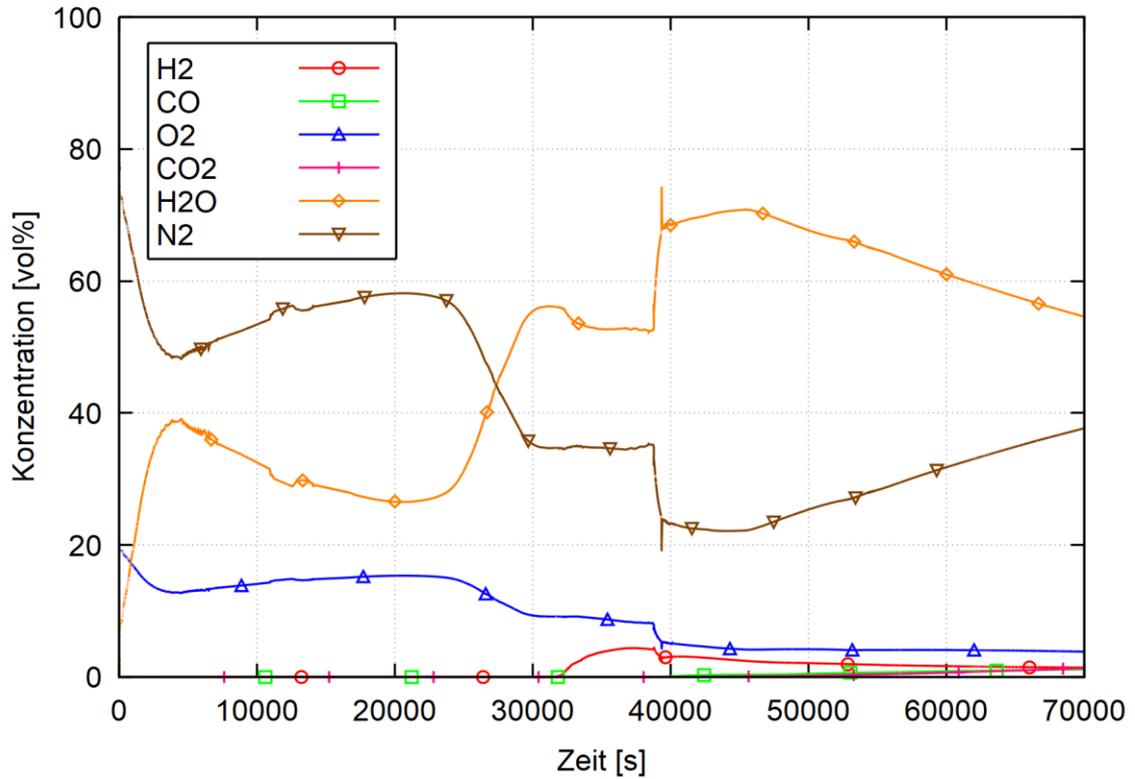


Abb. B. 30 Gaskonzentrationen im Dom-Bereich des SHB

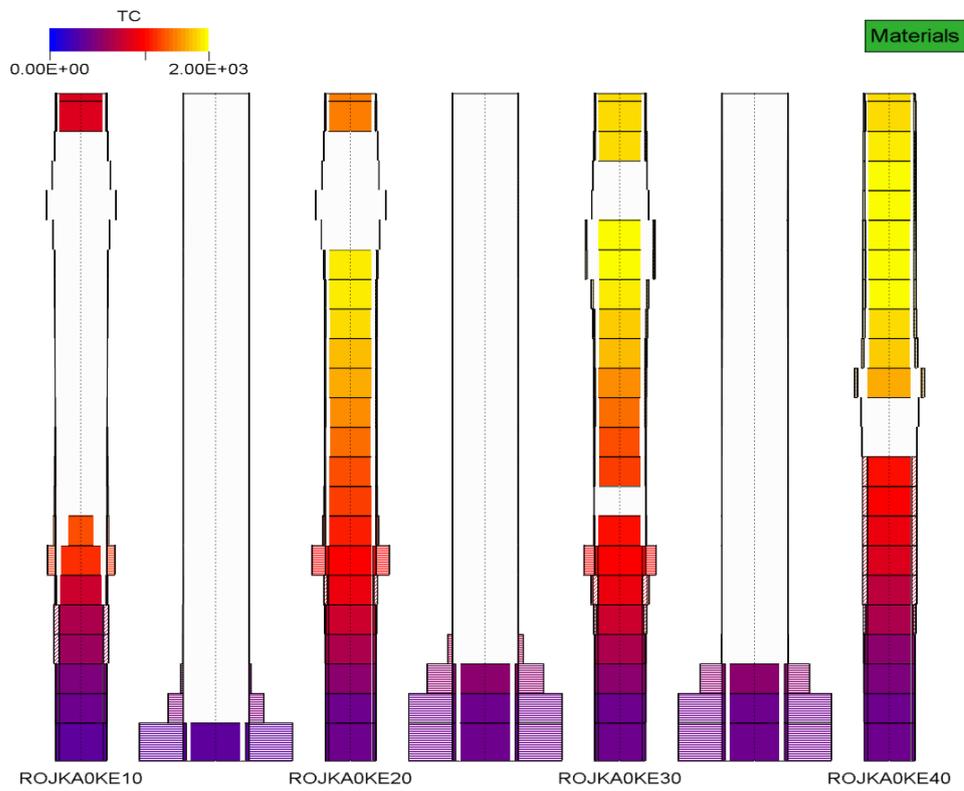


Abb. B. 31 Zustand des Kerns am Ende der Simulation (Zeit der Transiente: 70.000 s)

B.2 Analyseergebnisse „Kleines Leck“ (mit ausgewählten zusätzlichen mitigativen Notfallmaßnahmen des HMN)

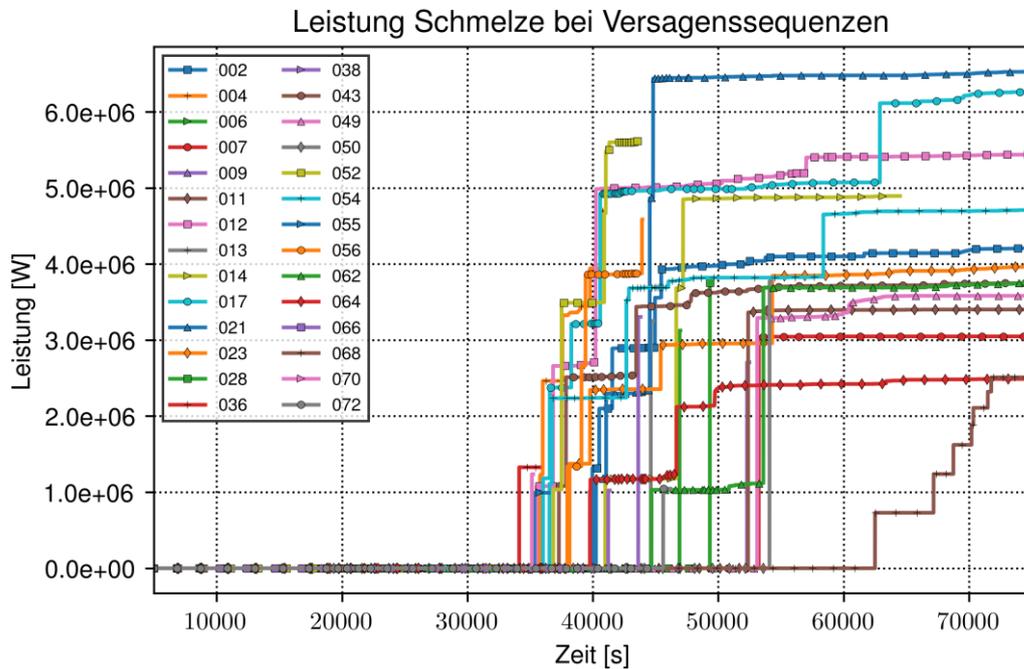


Abb. B. 32 PMELT für alle Versagenssequenzen im Unfallablauf „Kleines Leck“

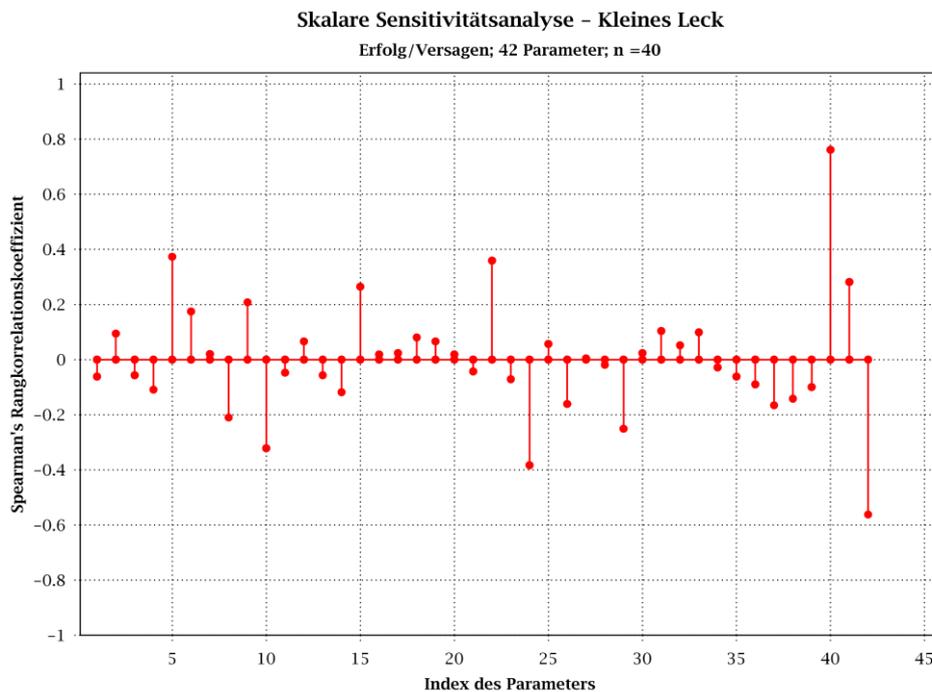


Abb. B. 33 Rangkorrelationskoeffizienten nach Spearman bei Untersuchung des Zusammenhangs zwischen Erfolg der Maßnahmen und unsicheren Parameterwerten

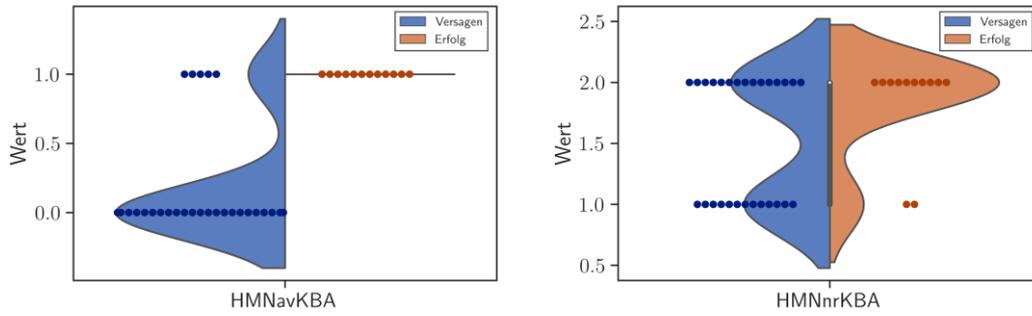


Abb. B. 34 Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Verfügbarkeit des Volumenregelsystems als Handmaßnahme (links) und der Anzahl verfügbarer KBA-Pumpen (rechts)

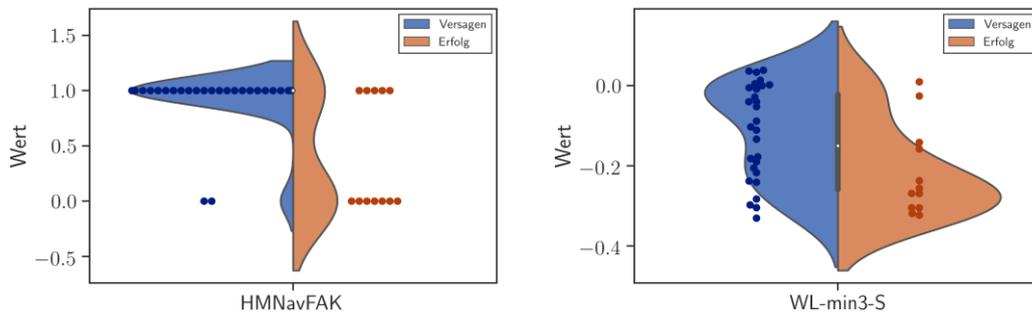


Abb. B. 35 Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Verfügbarkeit der Beckenkühlpumpe als Handmaßnahme (links) und der Unsicherheit in der Abweichung vom RDB-Füllstand < MIN3 (rechts)

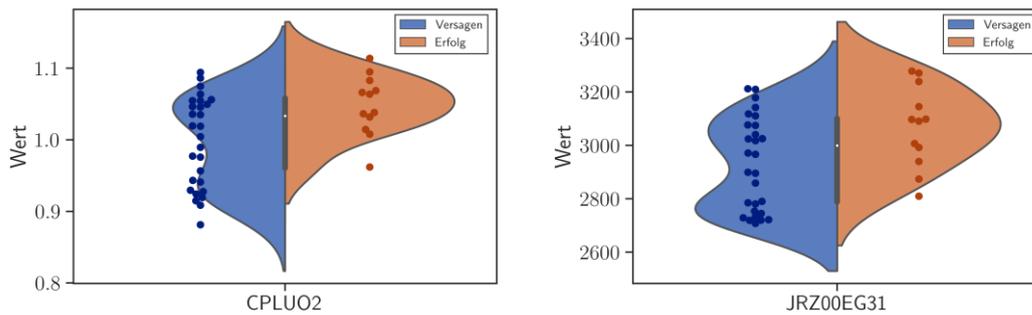


Abb. B. 36 Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Wärmekapazität des UO_2 (links) und der Verzögerung bis zum Auslösen des 30 mbar Kriteriums (rechts)

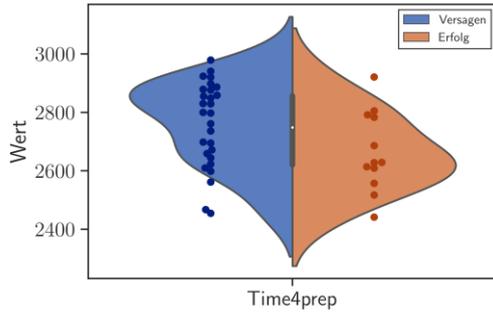


Abb. B. 37 Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Vorbereitungszeit SDE

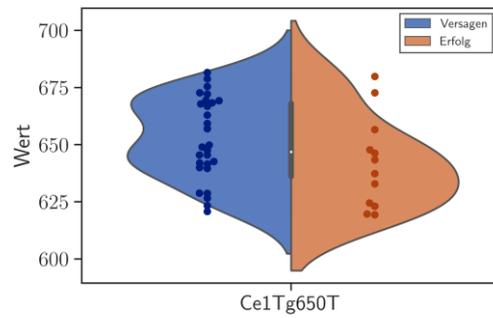
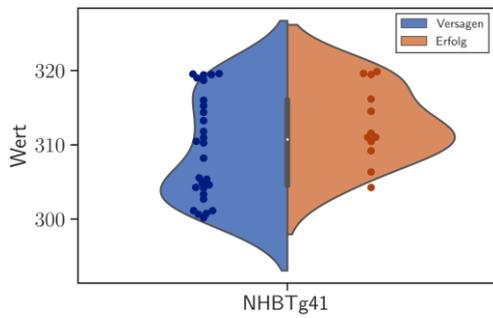


Abb. B. 38 Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Messunsicherheit der KMT (links) sowie der Kernaustrittstemperatur als HMN-Kriterium (rechts)

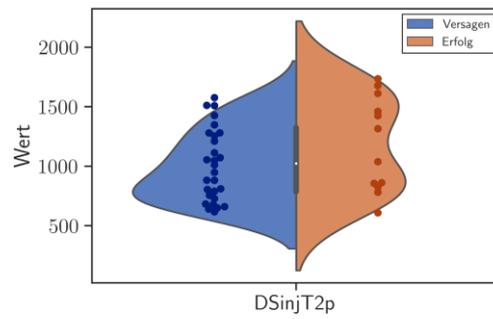
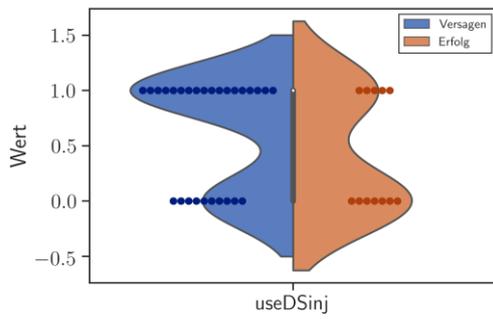


Abb. B. 39 Kategorisierte Ergebnisverteilungen der Nutzung isolierter Druckspeicher (links) und der zugehörigen Vorbereitungszeit (rechts)

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de

ISBN 978-3-947685-83-7