

Untersuchung von ATWS-Fällen für Siedewasserreaktoren

3609R01340

Abschlussbericht

K. Velkov,
K. D. Schmidt,
Y. Perin

AG-Nr. 3009
Auftragsnummer 820610
Datum: September 2011

PL: Dr. K. Velkov
PC: J. Rose

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung.....	1
2	Anpassung eines Eingabedatensatzes für das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET-QUABOX/CUBBOX.....	2
2.1	Übernahme und Aktualisierung bestehender QUABOX/CUBBOX Datensätze	2
2.2	Erweiterung der thermohydraulischen Modellierung des Kernes	3
2.3	Übernahme und Aktualisierung bestehender SWR Punktkinetik ATHLET Datensätze	8
3	Untersuchung von ATWS-Ereignissen unter verschiedenen Anfangs- und Randbedingungen	9
3.1	Identifikation des führenden ATWS-Ereignisses	9
3.2	Durchführung von thermohydraulischen Sensitivitätsstudien als Entscheidungshilfen	12
3.3	Ergebnisse für Punktkinetik mit 100 % Reaktorleistung, TUSA mit ausgefallener Eigenbedarfsversorgung, unterschiedliche Kühlmitteldichterückwirkung	16
3.4	Ergebnisse für Punktkinetik mit 100 % Reaktorleistung, TUSA mit ausgefallener Eigenbedarfsversorgung, unterschiedliche Dopplerrückwirkung.....	20
4	Zusammenfassung.....	22
5	Literatur.....	23
6	Verteiler.....	24

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 2-1 Geometrie und thermohydraulische Nodalisierung des neuen Reaktorkernmodells	3
Abbildung 2-2 Axiale Nodalisierung der Brennelemente	4
Abbildung 2-3 TH Kernkanäle.....	5
Abbildung 2-4 Relative radiale Leistungsverteilung im Kern.....	5
Abbildung 2-5 Relative axiale Leistungsverteilung in den Kernkanälen.....	6
Abbildung 2-6 Relative axiale Leistungsverteilung im heißen Brennelement (maximale radiale Leistung).....	6
Abbildung 2-7 Mittlere axiale Abbrandverteilung in den Kernkanäle.....	7
Abbildung 2-8 Axiale Abbrandverteilung im heißen Brennelement.....	7
Abbildung 3-1 Reaktivität in Abhängigkeit von der Kühlmitteldichte	13
Abbildung 3-2 Reaktivität in Abhängigkeit von der Brennstabtemperatur	15
Abbildung 3-3 Vergleich des Reaktordruckes (Ausschnitt aus Bild 3-4)	16
Abbildung 3-4 Vergleich des Reaktordruckes	16
Abbildung 3-5 Vergleich des Massenstromes am Kerneintritt	17
Abbildung 3-6 Vergleich der mittleren Kühlmitteldichte	17
Abbildung 3-7 Vergleich der mittleren Brennstabtemperatur	18
Abbildung 3-8 Vergleich der mittleren Kühlmitteltemperatur.....	18
Abbildung 3-9 Vergleich der DNBR im Heißkanal im 5. Node	19

Abbildung 3-10	Vergleich der Dichterückwirkung	19
Abbildung 3-11	Vergleich des Reaktordruckes (Ausschnitt aus Bild 3-12)	20
Abbildung 3-12	Vergleich des Reaktordruckes.....	20
Abbildung 3-13	Vergleich der DNBR im Heißkanal im 5. Node	21
Abbildung 3-14	Vergleich der Dichterückwirkung	21

Tabellenverzeichnis

Tabelle 2-1 Mit QUABOX/CUBBOX berechnete Reaktivitätskoeffizienten.....	2
Tabelle 3-1 TUSA ohne Eigenversorgung	10
Tabelle 3-2 Maximaler Anstieg des Speisewasserdurchsatzes	11
Tabelle 3-3 Kühlmitteldichterückwirkung in Abhängigkeit von der Kühlmitteldichte	13
Tabelle 3-4 Dopplerrückwirkung In Abhängigkeit von der Brennstabtemperatur.....	14

1 Einleitung

Das Ziel des Vorhabens ist die Bereitstellung einer validierten Rechenmethodik auf der Grundlage des gekoppelten Rechenprogramms ATHLET-QUABOX/CUBBOX zur Berechnung der ATWS-Ereignisse für Siedewasserreaktoren einschließlich der Nachweisführung für die Kühlbarkeit des Reaktorkerns. Die Anwendbarkeit des Voidreaktivitätskurven-Konzepts, das sich in ATWS-Berechnungen für DWR bewährt hat, soll für SWR überprüft werden. Detaillierte Modelle zur Beschreibung des Siedeübergangs („Dryout“ in SWR) sollen in die Rechenmethodik implementiert werden, um den Zeitpunkt des Siedeübergangs und die resultierenden maximalen Hüllrohrtemperaturen genau vorhersagen zu können. Die Analysen werden für die relevanten Anlagentransienten im Rahmen eines geeigneten generischen SWR-Anlagensimulators durchgeführt und die Auswirkungen auf die Anlage gemäß den Nachweisforderungen analysiert.

In den vergangenen Jahren sind ATWS-Ereignisse mit dem Rechenprogramm ATHLET /ATH 06b/ durchgeführt worden. Für diese Arbeiten sind die dazugehörigen Datensätze entwickelt worden. Dabei wurde die Neutronenkinetik mit der Punktkinetik beschrieben. Diese Punktkinetikergebnisse werden später mit den gekoppelten ATHLET-QUABOX/CUBBOX 3D-Kinetikrechnungen verglichen.

Ergebnisse von ATWS-Ereignissen beim Siedewasserreaktor sind in /DRÄ 08/ zusammengestellt worden. ATWS (Anticipated Transients without Scram) sind Betriebs transienten mit unterstelltem Ausfall des Schnellabschaltsystems. Dabei wird beim Siedewasserreaktor das Versagen des hydraulischen Einfahrens der Steuerstäbe unterstellt. Die Steuerstäbe werden jedoch in 120 s über den Mutternachlauf eingefahren. Der in /DRÄ 08/ verwendete Datensatz ist der Ausgangspunkt für diese Arbeit.

2 Anpassung eines Eingabedatensatzes für das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET-QUABOX/CUBBOX

2.1 Übernahme und Aktualisierung bestehender QUABOX/CUBBOX Datensätze

Ausgangspunkt der Arbeiten war der bestehende QUABOX/CUBBOX Datensatz eines prototypischen Siedewasserreaktors, dessen Kernbeladung sich aus den verschiedenen Brennelement-Typen⁴ zusammensetzt. Darauf aufbauend wurde das Modell einer generischen Anlage mit einer veränderten, erweiterten Kerngeometrie entwickelt, die sich an modernen Entwürfen von entsprechenden Kraftwerken orientiert (Abb. 2-1). Der neue Datensatz ist zurzeit in dem Sinne unvollständig, als dass die Spezifikationen der vorgesehenen, neuen Brennelement-Typen noch nicht verfügbar sind. Um trotzdem zumindest qualitative Aussagen über das Verhalten des Systems treffen zu können, wurde zunächst ein artifizielles Kernbeladungsschema bestehend aus einer annähernden Schachbrettanordnung von SWR-typischen Brennelementen verwendet.

Tabelle 2-1 Mit QUABOX/CUBBOX berechnete Reaktivitätskoeffizienten

Moderatordichte		Brennstofftemperatur	
Dichte [kg/m ³]	R _p [-]	Temperatur [°C]	R _T [-]
0.100	-0.02333	500	0.0237807
0.200	-0.00588	600	0.02150727
0.300	0.00596	700	0.01941557
0.400	0.01388	800	0.01746939
0.477	0.01856	900	0.01563177
0.500	0.02022	1000	0.01389423
0.600	0.02588	1100	0.01222861
0.700	0.02744	1200	0.01064545
		1400	0.00765101
		1600	0.0048464
		1800	0.00221508
		2000	-0.00028008

2.2 Erweiterung der thermohydraulischen Modellierung des Kernes

Während die in Abb. 2-2. dargestellte longitudinale Nodalisierung der Brennelemente gegenüber dem alten Datensatz unverändert blieb, wurde bei der erforderlichen Anpassung der transversalen thermohydraulischen Nodalisierung des Gesamtkerns eine Unterteilung in 9 Superkanäle gewählt, die jeweils einer Zwangsumwälzpumpe bzw. dem Zentralkanal zugeordnet und in Abb. 2-1 und Abb. 2-3 durch schwarze Umrisse voneinander abgegrenzt sind. Jeder Superkanal unterteilt sich wiederum in 21 durchnummerierte Unterkanäle, wobei ein Unterkanal mehrere Brennelemente zusammenfasst.

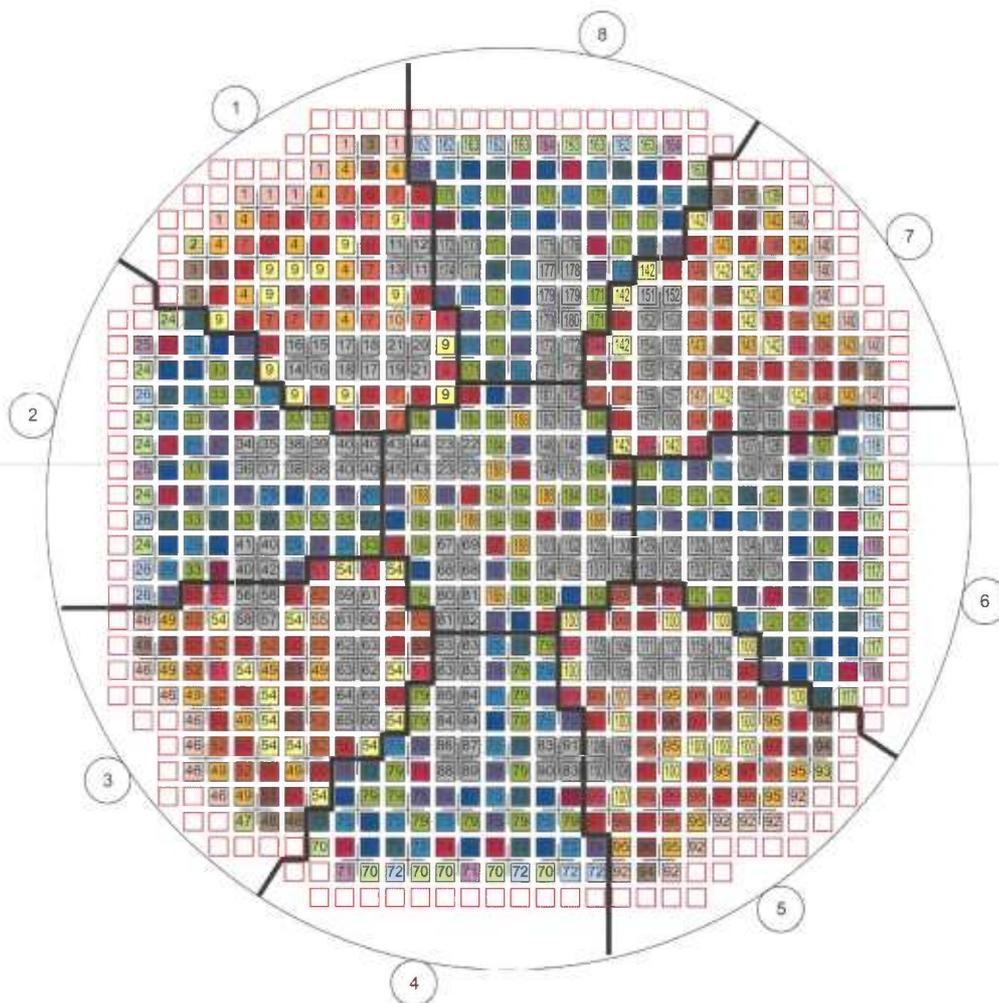


Abbildung 2-1 Geometrie und thermohydraulische Nodalisierung des neuen Reaktorkernmodells

Die eingekreisten Zahlen am Rand entsprechen den Indizes der Zwangsumwälzpumpen, die den schwarz umrandeten Superkanälen zugeordnet sind (8 + 1 Zentralkanal).

Die Beschriftung der Brennelemente entspricht der Abbildung der thermohydraulischen Unterkanäle.

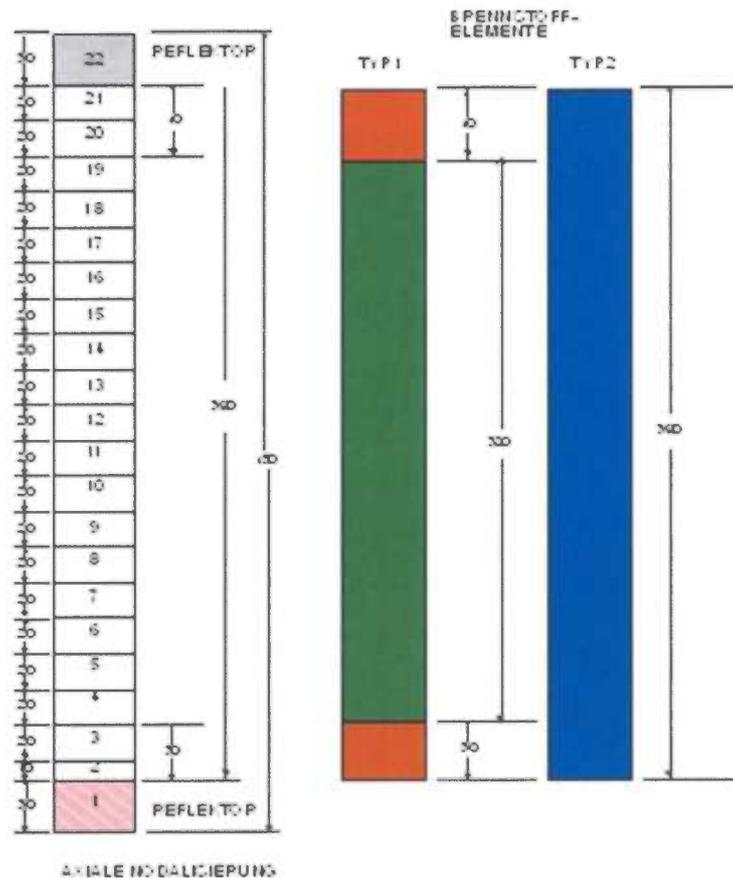


Abbildung 2-2 Axiale Nodalisierung der Brennelemente

Um die axiale und radiale Leistungsverteilung zu bestimmen, wurden stationäre Rechnungen mit QUABOX/CUBBOX durchgeführt. In Abb. 2-3 ist die Position des heißen Brennelements (hot channel) durch ein rotes Kästchen gekennzeichnet. Die axialen Leistungsverteilungen in allen 9 thermohydraulischen Zonen sind in Abb. 2-5 dargestellt. Die Kanäle 1, 3, 5 und 7 haben die gleiche Leistungsverteilung. Die Kanäle 2, 4, 6 und 8 haben ebenfalls die gleiche Leistungsverteilung. Die axiale Leistungsverteilung im heißen Brennelement ist in Abb. 2-6 dargestellt. Die mittlere axiale Abbrandverteilung für alle Kanäle ist in Abb. 2-7 und für das heiße Brennelement in Abb. 2-8 dargestellt.

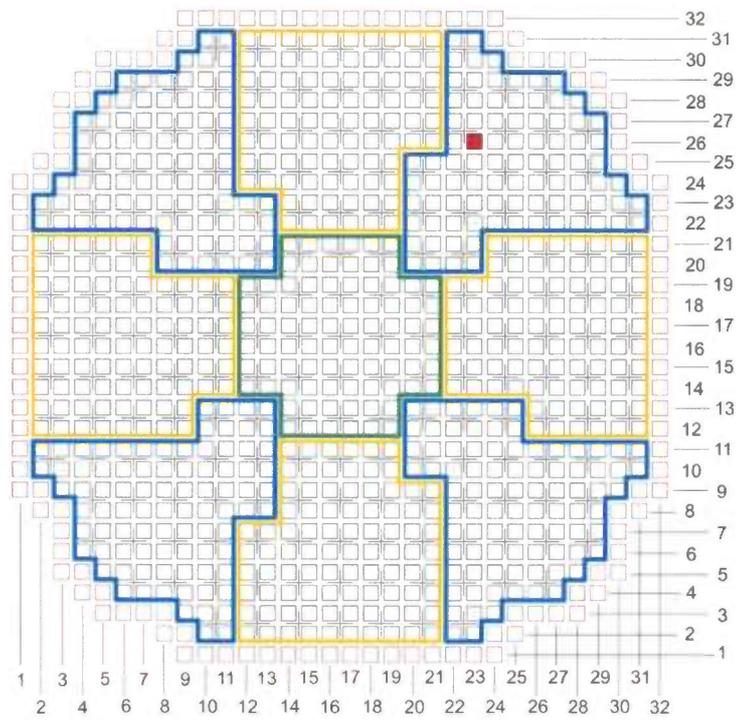


Abbildung 2-3 TH Kernkanäle

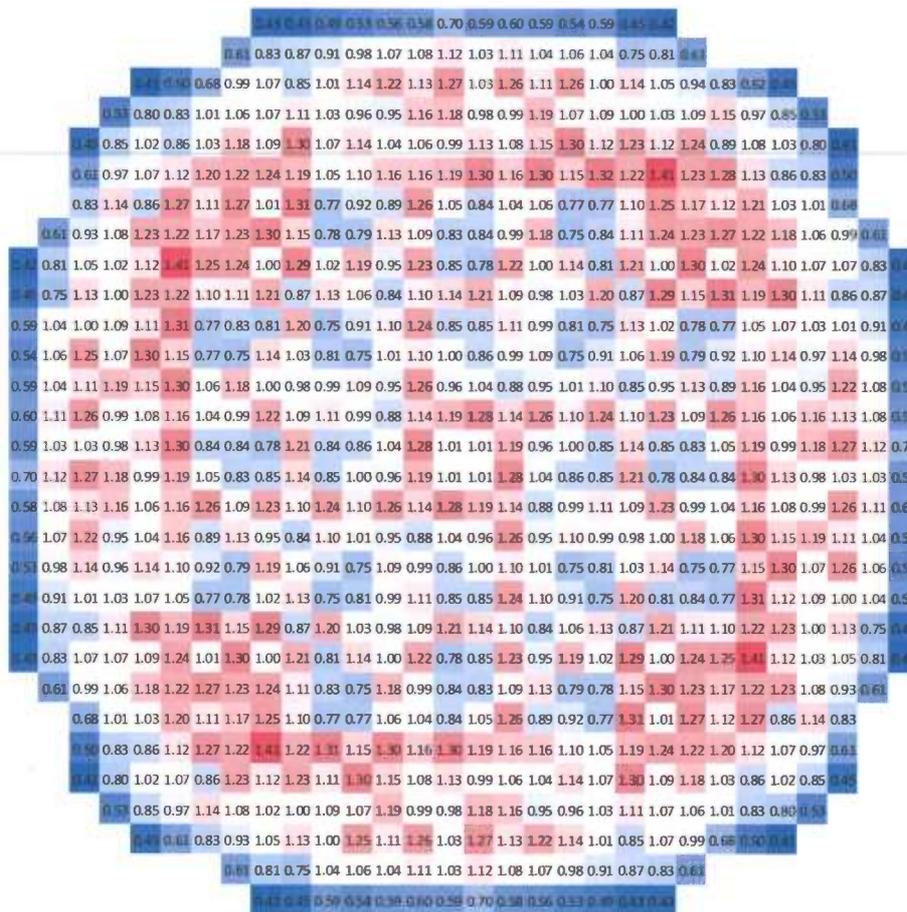


Abbildung 2-4 Relative radiale Leistungsverteilung im Kern

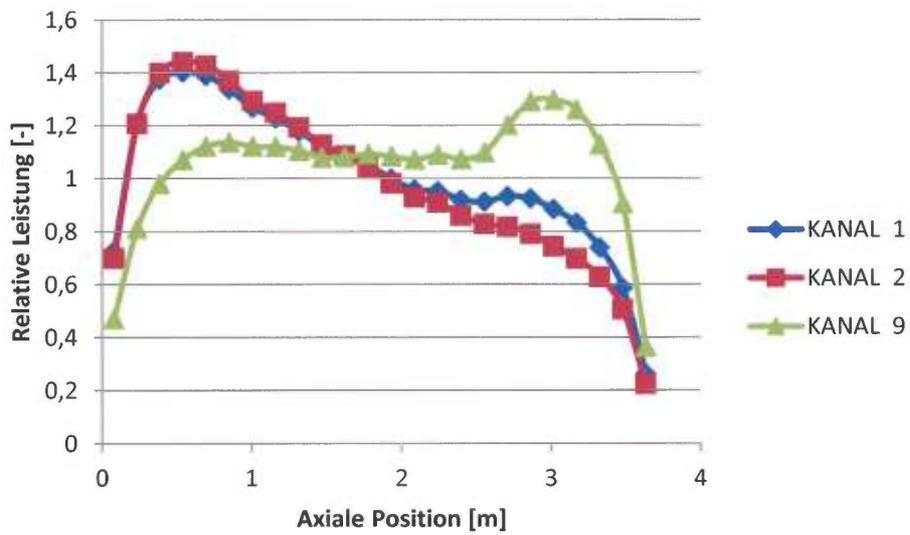


Abbildung 2-5 Relative axiale Leistungsverteilung in den Kernkanälen

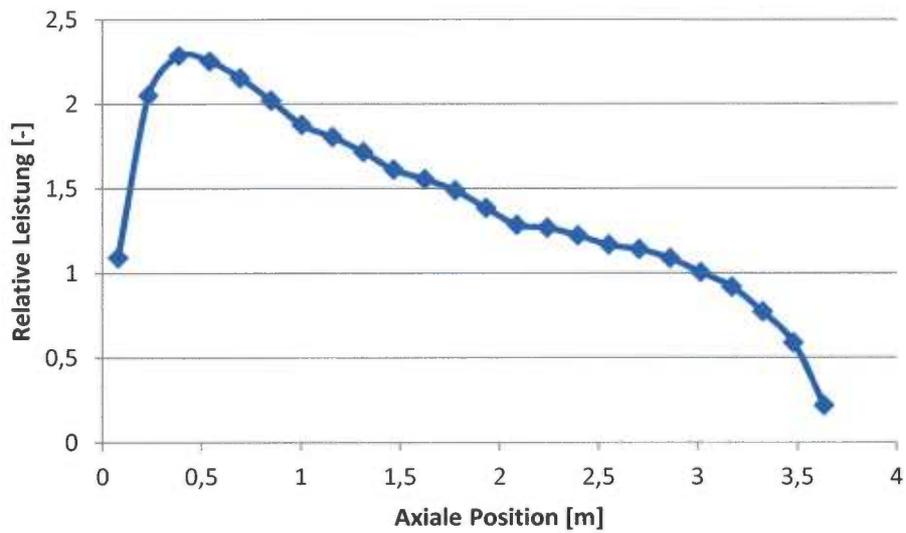


Abbildung 2-6 Relative axiale Leistungsverteilung im heißen Brennelement (maximale radiale Leistung)

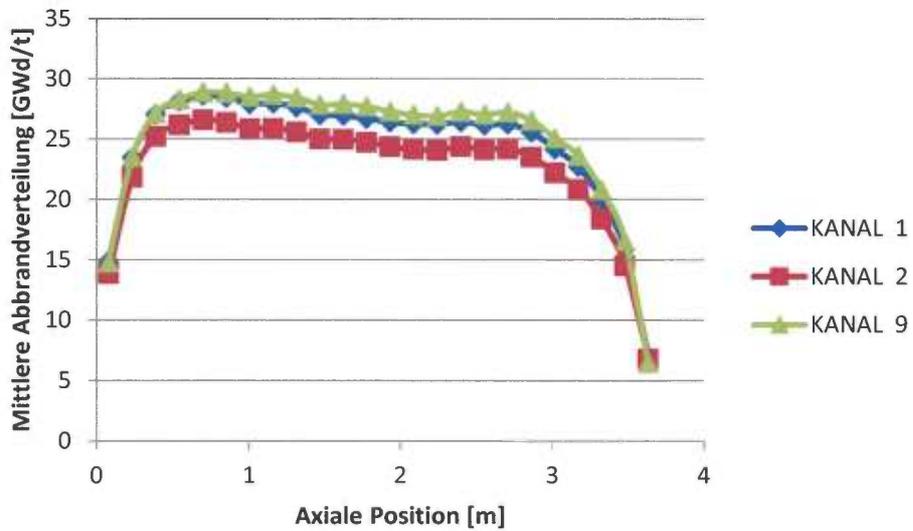


Abbildung 2-7 Mittlere axiale Abbrandverteilung in den Kernkanäle

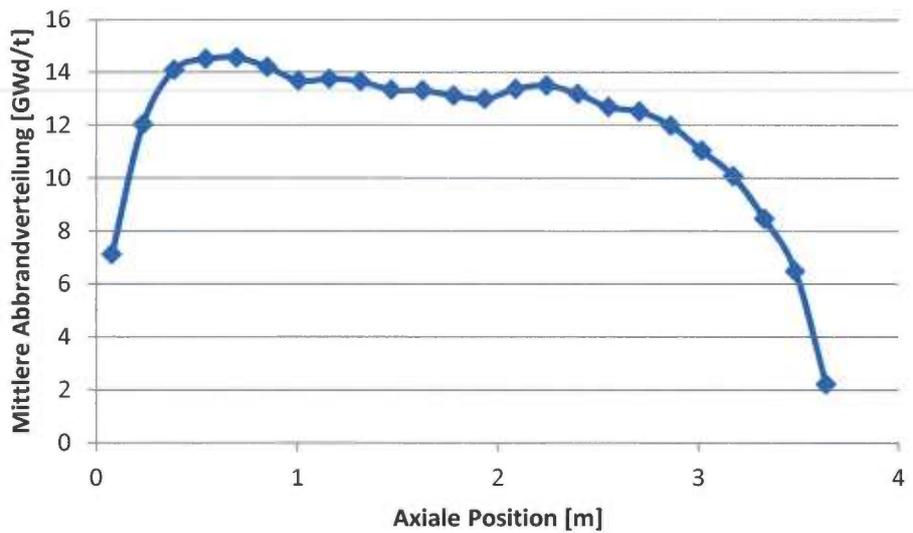


Abbildung 2-8 Axiale Abbrandverteilung im heißen Brennelement

Eine entsprechend konfigurierte, stationäre 3D-Rechnung mit QUABOX/CUBBOX lieferte die Reaktivitätskoeffizienten von Moderatorndichte und Brennstofftemperatur für die Punktkinetik. (siehe Tabelle 2-1)

2.3 Übernahme und Aktualisierung bestehender SWR Punktkinetik ATHLET Datensätze

Es wird ein generischer Punktkinetik-ATHLET-Datensatz mit neu bestimmten Koeffizienten zur Beschreibung der Doppler- und Voidreaktivität eingesetzt. Dabei wird der Kernbereich durch drei parallele Kühlkanäle dargestellt:

- ein Kanal mit mittlerem Brennelement,
- ein Kanal mit einem heißen Brennelement sowie
- ein Kanal mit acht heißen Brennstäben und einem Heißstab.

Die ATWS-Störfälle werden mit dem Störfall-Simulator für eine typische Siedewasseranlage simuliert /POI 99a, POI 99b, POI 99c, JAK 98, JAK 99/.

Bei der sicherheitstechnischen Bewertung von ATWS-Fällen ist die inhärente Reaktivitätsrückwirkung für den Ablauf der Transiente maßgebend. Bei den Untersuchungen von ATWS-Fällen für Druckwasserreaktoren wird eine Grenzkurve für die Moderator-dichte-Reaktivitätsrückwirkung, die sogenannte Void-Kurve, abgeleitet. Dabei gilt, dass bei einem steilen Verlauf der Voidkurve die Leistungsabnahme infolge der Voidrückwirkung, verursacht durch die Verringerung der Moderator-dichte, größer ist als bei einem flachen Verlauf der Grenzkurve. Für die Beurteilung bei Druckwasserreaktoren ist eine Grenzkurve zu ermitteln, die bei allen ATWS-Störfällen eine ausreichende Leistungsabnahme sicherstellt.

Zur Beurteilung von Siedewassertransienten soll möglicherweise auch so eine Grenzkurve eingeführt werden. In einem ersten Schritt ist die Transiente mit unterschiedlichen Koeffizienten zur Beschreibung der Dichterückwirkung in Abhängigkeit von der Kühlmitteldichte für verschiedene Anfangs- und Randbedingungen mit ATHLET berechnet worden.

3 Untersuchung von ATWS-Ereignissen unter verschiedenen Anfangs- und Randbedingungen

Um die Unterschiede im Druckverlauf und den zeitlichen Verlauf der DNBR (Dryout) Werte zu erfassen, sind die Ergebnisse der Transientenrechnungen, die in Abb. 3-4 bis Abb. 3-14, zusammengestellt sind, ausgewertet worden.

3.1 Identifikation des führenden ATWS-Ereignisses

Entsprechend dem aktualisierten Entwurf des Regelwerks werden in einem ersten Schritt die folgenden Transienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung untersucht:

1. Ausfall der Hauptwärmesenke bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung,
2. Ausfall der Hauptwärmesenke bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung,
3. Maximaler Anstieg der Dampfenahme durch Öffnen der Umleitstation,
4. Maximaler Anstieg der Dampfenahme durch Öffnen der Sicherheits- und Entlastungsventile,
5. Vollständiger Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung,
6. Maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerstäben oder Steuerstabgruppen,
7. Maximaler Abfall der Speisewassertemperatur,
8. Durchdringungsabschluss (DDA) bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung,
9. Durchdringungsabschluss (DDA) bei ausgefallener Eigenbedarfsversorgung,
10. Maximaler Anstieg der Speisewasserdurchsätze,

Die zehn aufgelisteten Fälle sind mit laufenden und abgeschalteten Umwälzpumpen berechnet worden. Ergebnis der Auswertung ist, dass beim

- Ausfall der Hauptwärmesenke bei vorhandener Eigenbedarfsversorgung der höchste Reaktordruck auftritt und beim

- maximalen Anstieg des Speisewasserdurchsatzes der kleinste DNB-Wert errechnet wird.

Um die bei diesen beiden Störfällen aufgetretenen Maßnahmen zu verstehen und einordnen zu können, ist in Tabelle 3-1 und Tabelle 3-2 die zeitliche Folge der Ereignisse zusammengestellt worden.

Tabelle 3-1 TUSA ohne Eigenversorgung

T_{Start}	T_{Ende}	TUSA ohne Eigenversorgung
801,92		Turbinen-SS Ventile schließen
901,92		Dampfmassenstrom sinkt
	831	Dampfmassenstrom ist gesunken
805		Drehzahl der Hauptumwälzpumpe fallen
		Bypass SS Ventile sind und bleiben offen
801,92		Bypassregelventile öffnen
803,65		Bypassregelventil schließen
	831,03	Alle Bypassregelventile geschlossen
802,83		Beginn der Stabbewegung
	832,6	Ende der Stabbewegung
804		Spw-Iso-Armaturen beginnen zu schließen
	841	Ende des Schließens der Spw-Iso-Armaturen
802		Spw-Massenstrom in den RDB sinkt
	831,6	Ende der SPW-Massenstromabsenkung
		Spw-Rückschlagarmatur beginnt zu sinken
801,92		Schöpfrohrstellung beginnen zu sinken
806,5		Massenstrom durch die Saugschieber sinkt
	856	Massenstromabsenkung durch die Saugschieber ist beendet

Tabelle 3-2 Maximaler Anstieg des Speisewasserdurchsatzes

T _{Start}	T _{Ende}	Maximaler Anstieg des Speisewasserdurchsatzes
800,01		RESA
847		Turbinen SS Ventile schließen
805		Drehzahl der Hauptumwälzpumpen sinken
		Bypass SS Ventile sind und bleiben offen
801,8		Schöpfrohrstellung steigt
804		Saugschieber öffnen
870,1		Mindestmengenventile öffnen
	890,4	Mindestmengenventile schließen
		Saugschieber und Mindestmengenventile öffnen und schließen mehrmals
804		Massenstrom durch die Rückschlagarmatur steigt
873,4		Rückschlagarmatur öffnet
	900,1	Rückschlagarmatur schließt
850		Speisewasser Iso-Armaturen variieren
		Iso-Armaturen öffnen und schließen mehrmals
848		Beginn der Stabbewegung
	971	Ende der Stabbewegung

Für den Fall des maximalen Anstiegs des Speisewasserdurchsatzes ist der zeitliche Verlauf für die verschiedenen Korrelationen:

- Westinghouse W3,
- Hench-Levy,
- Israel-Casterline-Matzner,
- Biasi,

- Hydropress und
- Osmachin

berechnet worden.

Der kleinste Wert wird mit der Hydropress Korrelation berechnet. Für den Störfall Ausfall der Hauptwärmesenke mit Eigenbedarfsversorgung ist für eine typische Siedewasserreaktoranlage eine Unsicherheits- und Sensitivitätsstudie /GLA 11/ durchgeführt worden. Ergebnis dieser Studie ist, dass die verwendete Dryout-Korrelation der unsicherste Parameter mit den größten Auswirkungen ist. Da die Hydropress Korrelation die kleinsten Dryout-Werte berechnet, ist diese Korrelation für die weiteren Rechnungen zu wählen.

3.2 Durchführung von thermohydraulischen Sensitivitätsstudien als Entscheidungshilfen

Der zeitliche Verlauf der Variablen ist beim Störfall Ausfall der Hauptwärmesenke durch den Verlauf der Reaktorleistung und beim Abschalten der Umwälzpumpen durch den Verlauf des Massenstromes bestimmt. Die Reaktorleistung hängt im Wesentlichen vom Einfahren der Regelstäbe und der Dichterückwirkung ab. In einem ersten Schritt ist die Transiente mit unterschiedlichen Koeffizienten zur Beschreibung der Dichterückwirkung berechnet worden. Abb. 3-1 zeigt den Verlauf der Rückwirkung in Abhängigkeit von der Kühlmitteldichte. Ebenfalls sind die Zahlenwerte in der nachfolgenden Tabelle 3-3 angegeben. In der ersten Spalte stehen die Werte der Kühlmitteldichte. In der Spalte RHOREF stehen die zunächst berechneten Werte. Die Werte in der zweiten und dritten Spalte, RHO1 und RHO1a, sind numerische Variationen, um eine andere Steigung der Voidkurve zu erzeugen. Ähnliche Variationen sind für die Dopplerrückwirkung generiert worden (Tabelle 3-4, Abb. 3-3).

Tabelle 3-3 Kühlmitteldichterückwirkung in Abhängigkeit von der Kühlmitteldichte

Kühlmitteldichte (kg/m ³)	RHORef	RHO1	RHO1a
1,00E+02	-0,02330	0,005	- 0,01
2,00E+02	-0,00588	0,009	
3,00E+02	0,00596	0,013	
4,00E+02	0,01388	0,0146	
4,77E+02	0,01856	0,016	
5,00E+02	0,02022	0,017	
6,00E+02	0,02588	0,019	
7,00E+02	0,02744	0,02	0,02

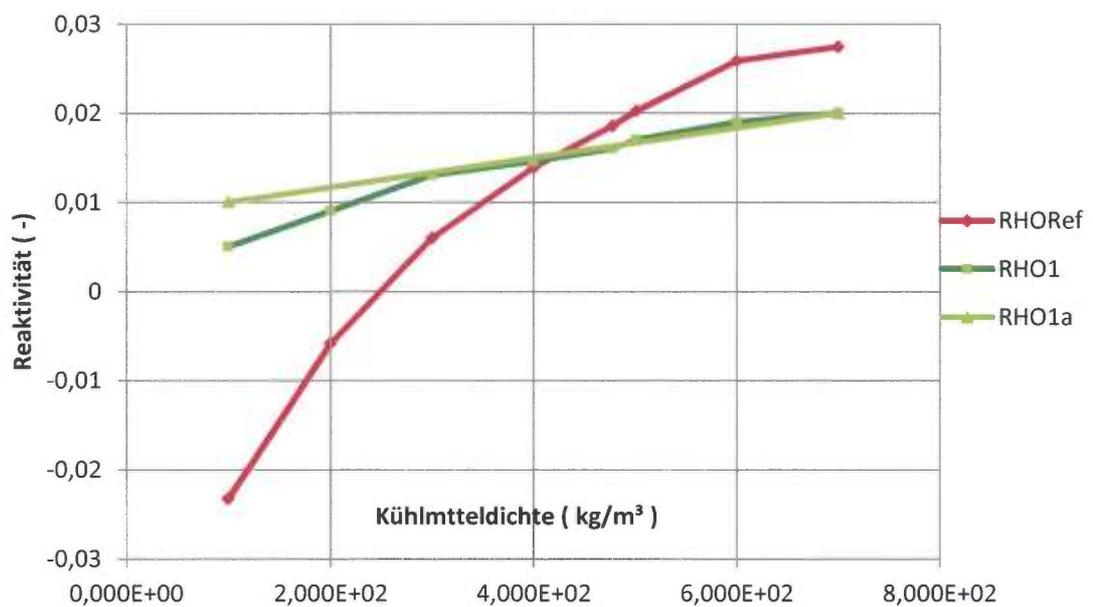


Abbildung 3-1 Reaktivität in Abhängigkeit von der Kühlmitteldichte

In Abb. 3-3 bis Abb. 3-14 sind die wichtigen Systemparameter dargestellt .

Tabelle 3-4 Dopplerrückwirkung In Abhängigkeit von der Brennstabtemperatur

Brennstabtemperatur (°C)	DOPRef	DOP1	DOP2	DOP3
2,00E+02	0,032000	0,021	0,027	0,032
4,750E+02	0,024500			
5,00E+02	0,023781			
6,,00E+02	0,021507			
7,00E+02	0,019416			
8,00E+02	0,017469			
9,00E+02	0,015632			
1,00E+03	0,013894			
1,1E+03.	0,012229			
1,2E+03.	0,010645			
1,4E+03.	0,007651			0,05
1,6E+03.	0,004846			
1,8E+03.	0,002215			
2,0E+03.	0,000280	0,015	0,015	

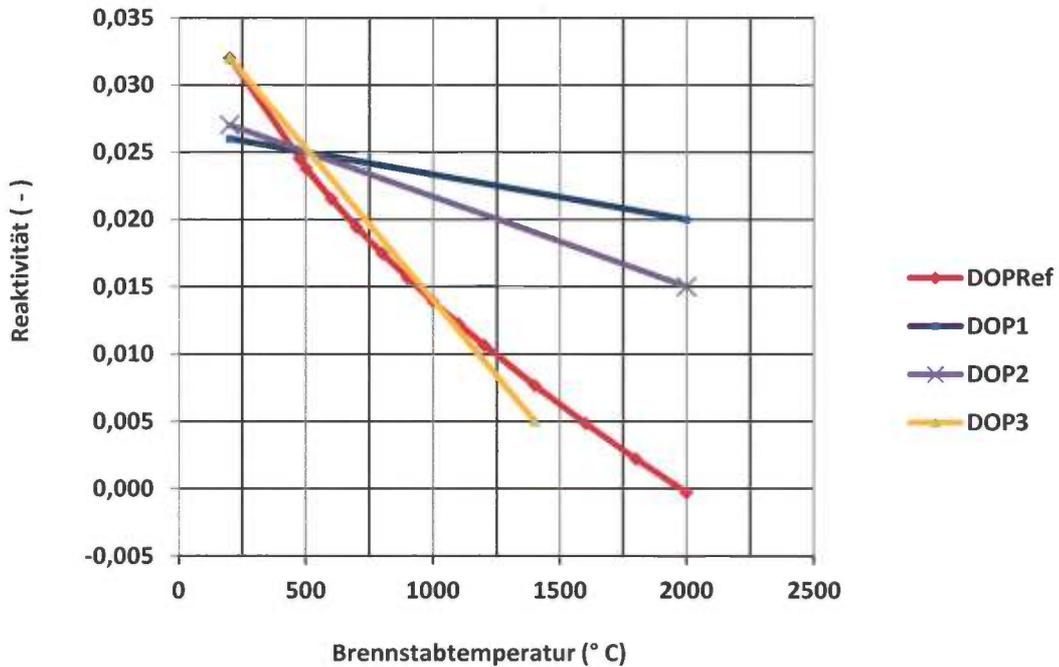


Abbildung 3-2 Reaktivität in Abhängigkeit von der Brennstabtemperatur

Für die Gesamtrückwirkung ist der Anteil der Kühlmitteldichte maßgeblich. Der negative Anteil des Dopplers infolge des Aufheizens der Brennstäbe ist nur gering. Daraus folgt, dass der Druckanstieg infolge des Schließens der Turbinenschnellschlussventile bestimmend ist für den Leistungsanstieg zu Beginn der Transiente. Die Rückwirkungsparameter RHO1a, DOPRef führen zum kleinsten Leistungsanstieg und die Rückwirkungsparameter RHORef, DOP1 ergeben den größten Leistungsanstieg. Mit dem größten Leistungsanstieg ist der kleinste DNB-Wert verbunden. Der zeitliche Verlauf des Reaktordruckes bei Änderung der Kühlmitteldicherückwirkung ist in Abb. 3-4 und Abb. 3-10 dargestellt. In Abb. 3-9 ist der Verlauf des DNB im Heißkanal im fünften Node dargestellt.

3.3 Ergebnisse für Punktkinetik mit 100 % Reaktorleistung, TUSA mit ausgefallener Eigenbedarfsversorgung, unterschiedliche Kühlmitteldichterückwirkung

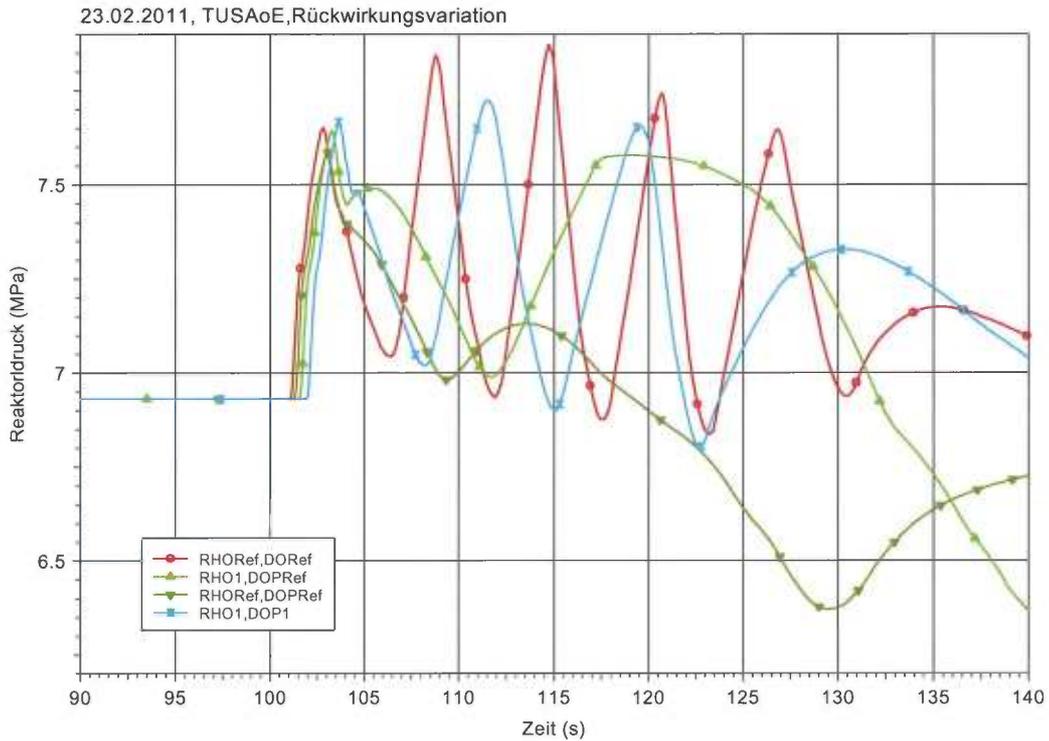


Abbildung 3-3 Vergleich des Reaktordruckes (Ausschnitt aus Bild 3-4)

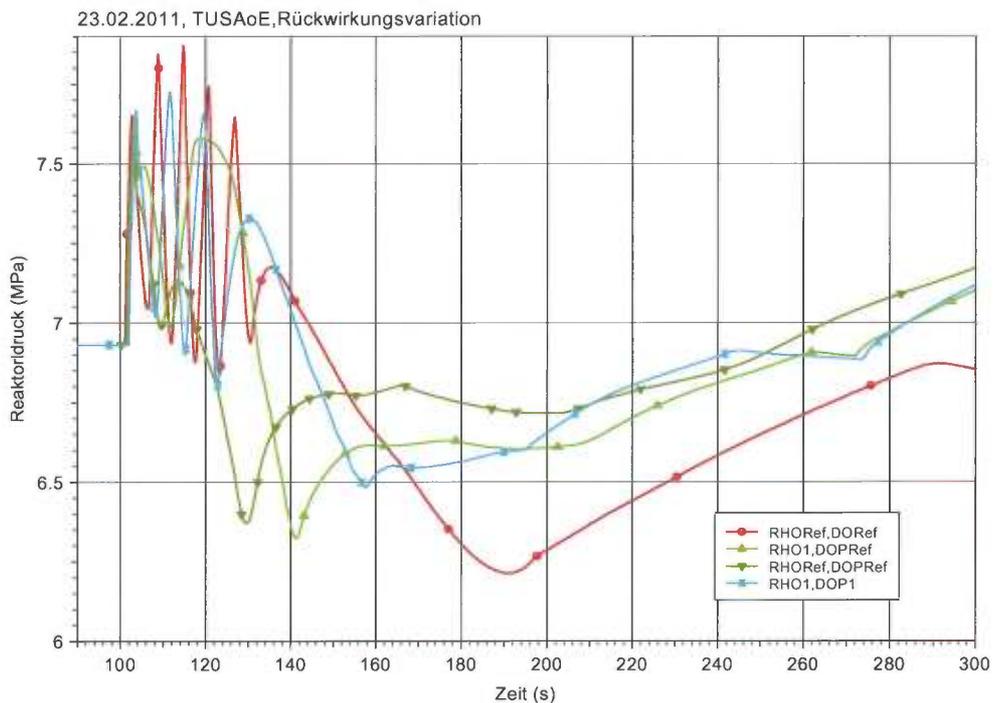


Abbildung 3-4 Vergleich des Reaktordruckes

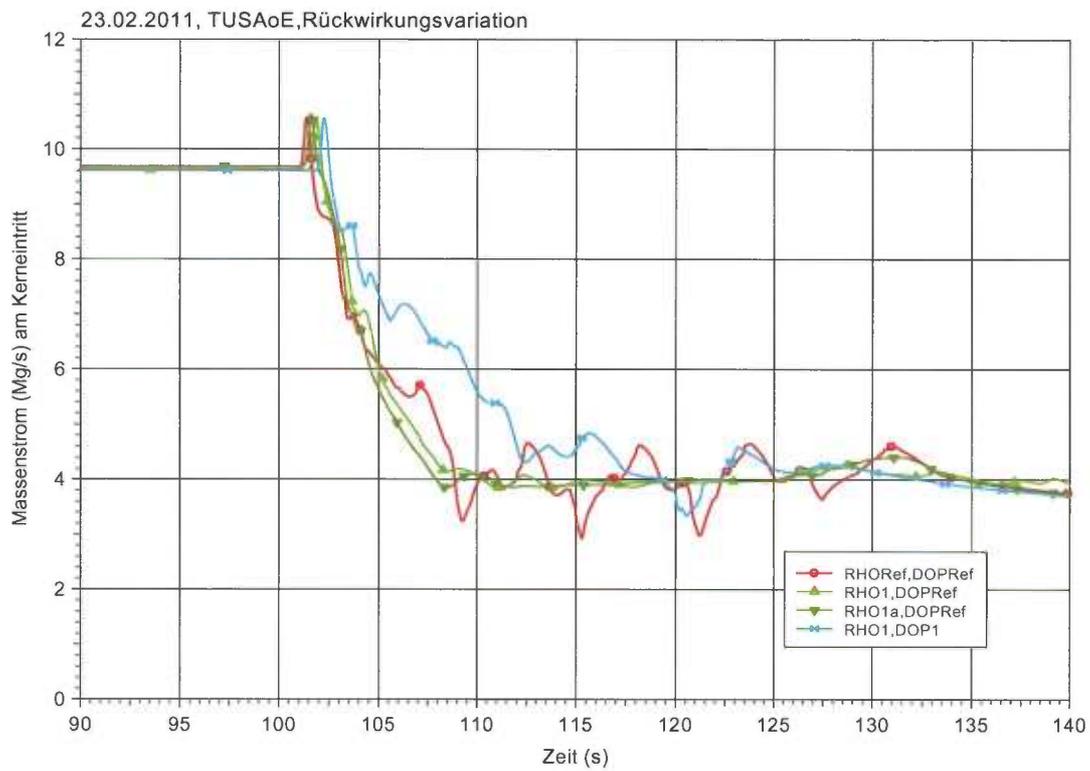


Abbildung 3-5 Vergleich des Massenstromes am Kerneintritt

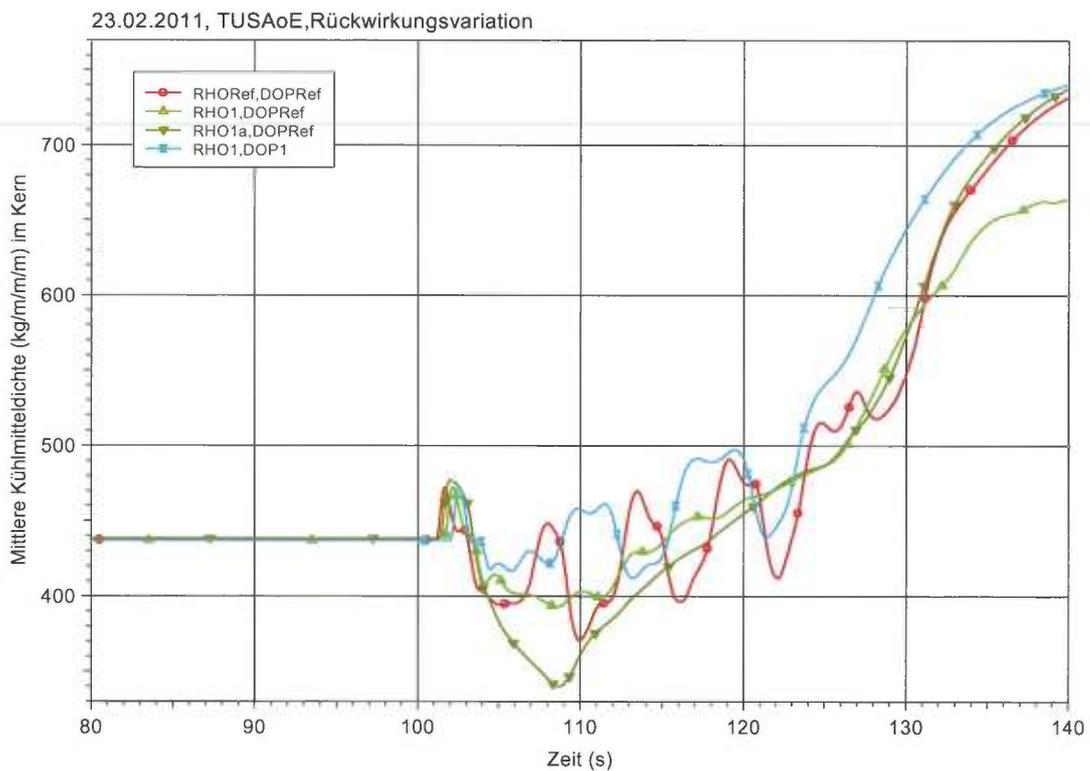


Abbildung 3-6 Vergleich der mittleren Kühlmitteldichte

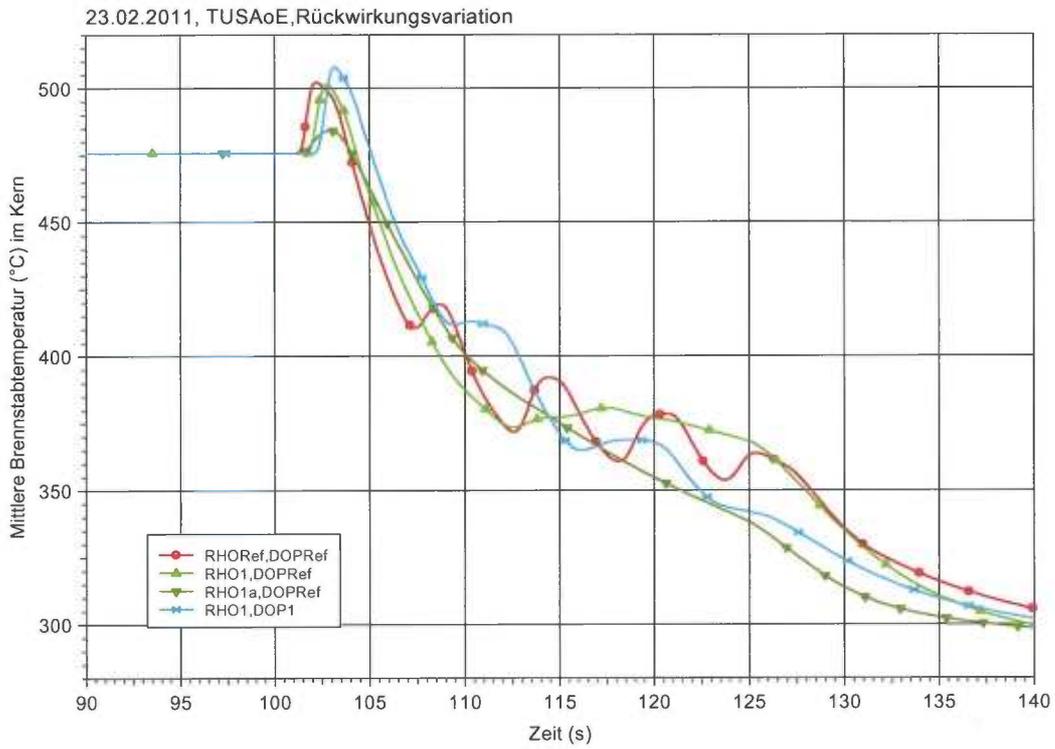


Abbildung 3-7 Vergleich der mittleren Brennstabtemperatur

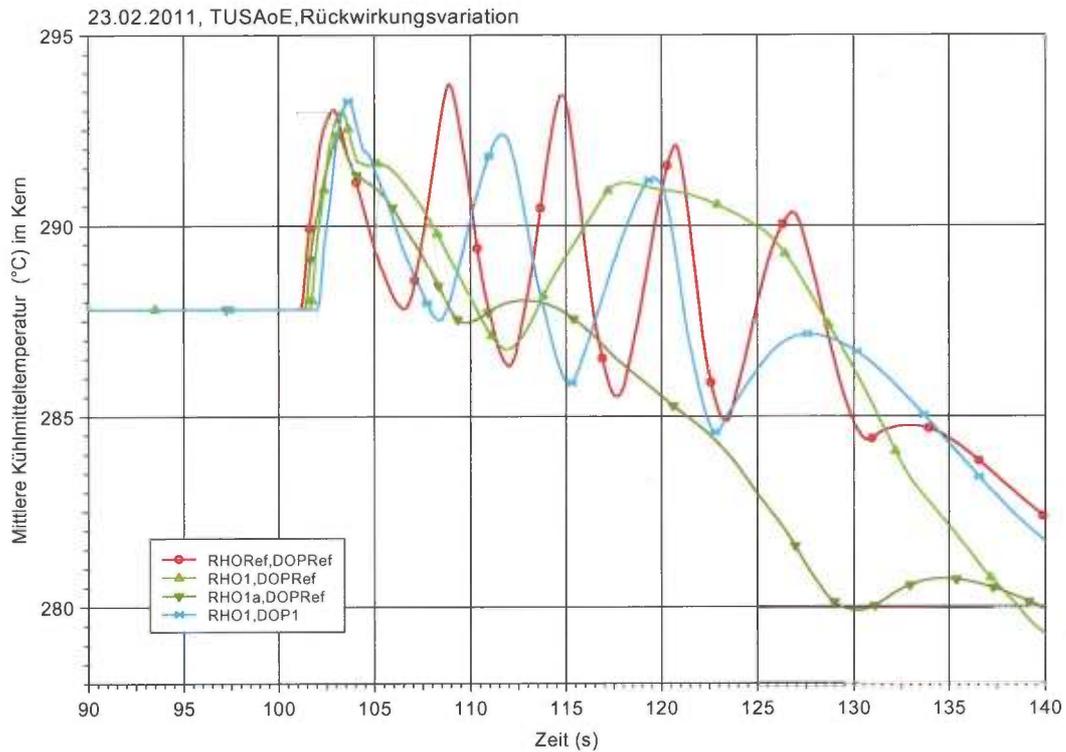


Abbildung 3-8 Vergleich der mittleren Kühlmitteltemperatur

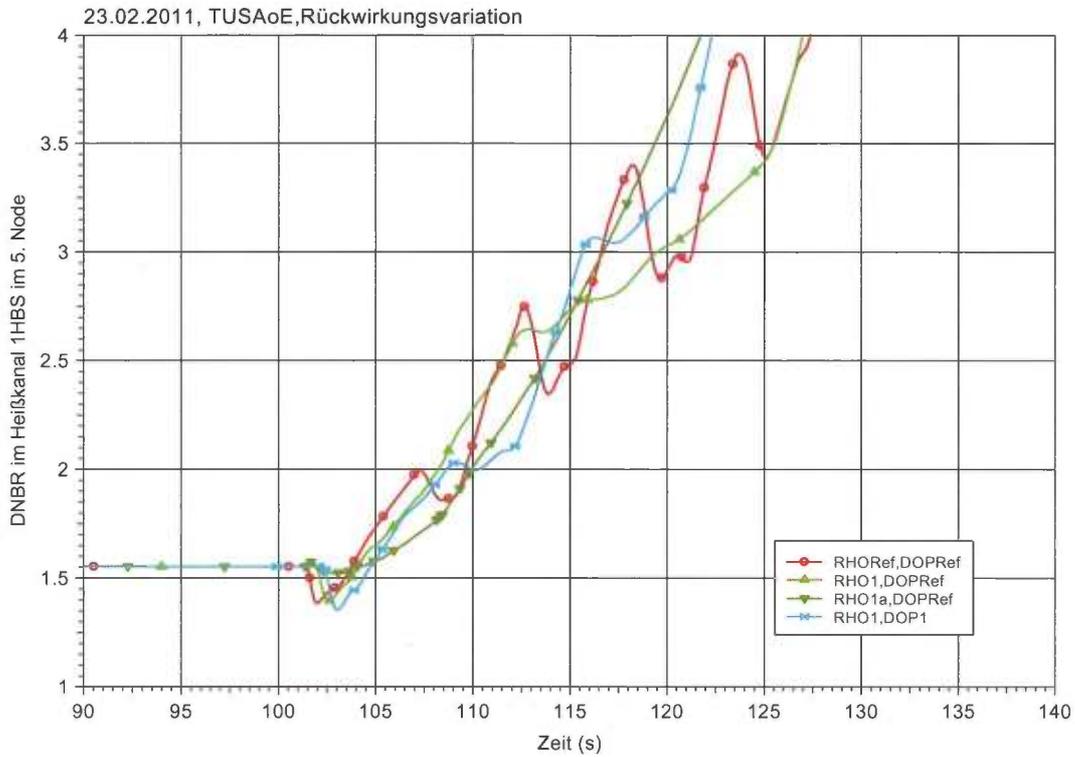


Abbildung 3-9 Vergleich der DNBR im Heißkanal im 5. Node

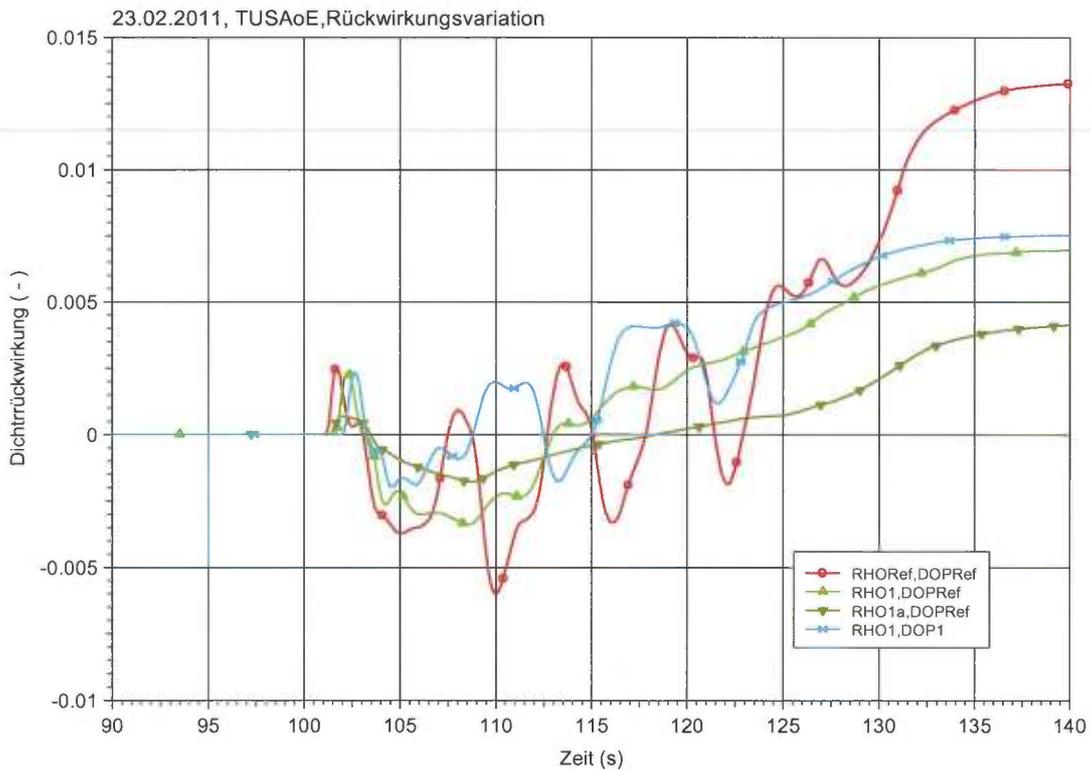


Abbildung 3-10 Vergleich der Dichterrückwirkung

3.4 Ergebnisse für Punktkinetik mit 100 % Reaktorleistung, TUSA mit ausgefallener Eigenbedarfsversorgung, unterschiedliche Dopplerrückwirkung

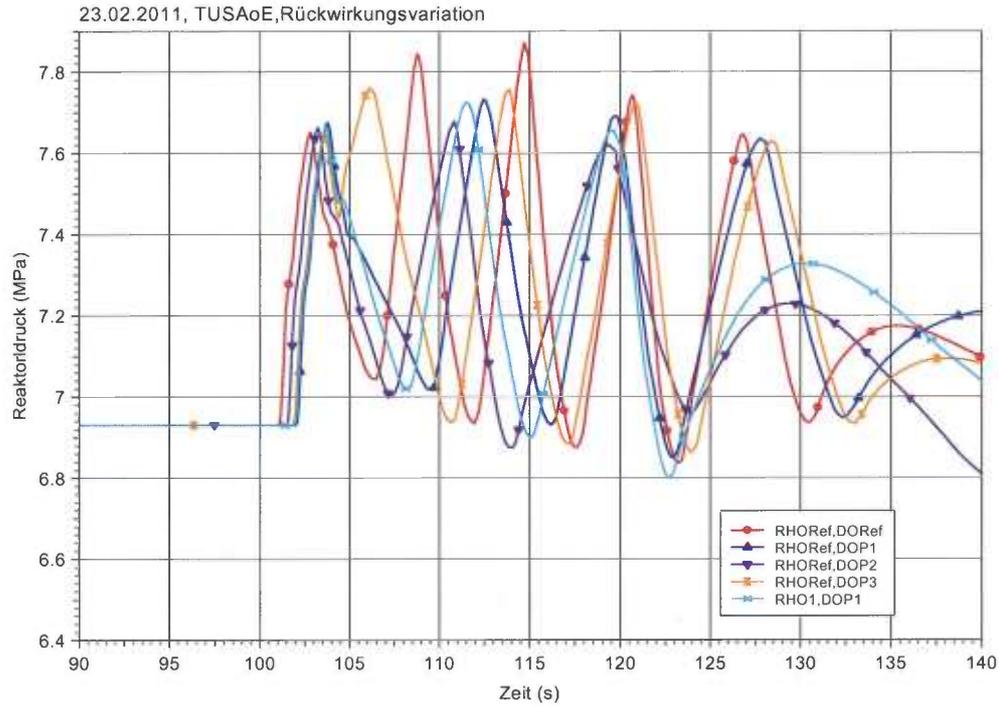


Abbildung 3-11 Vergleich des Reaktoridruckes (Ausschnitt aus Bild 3-12)

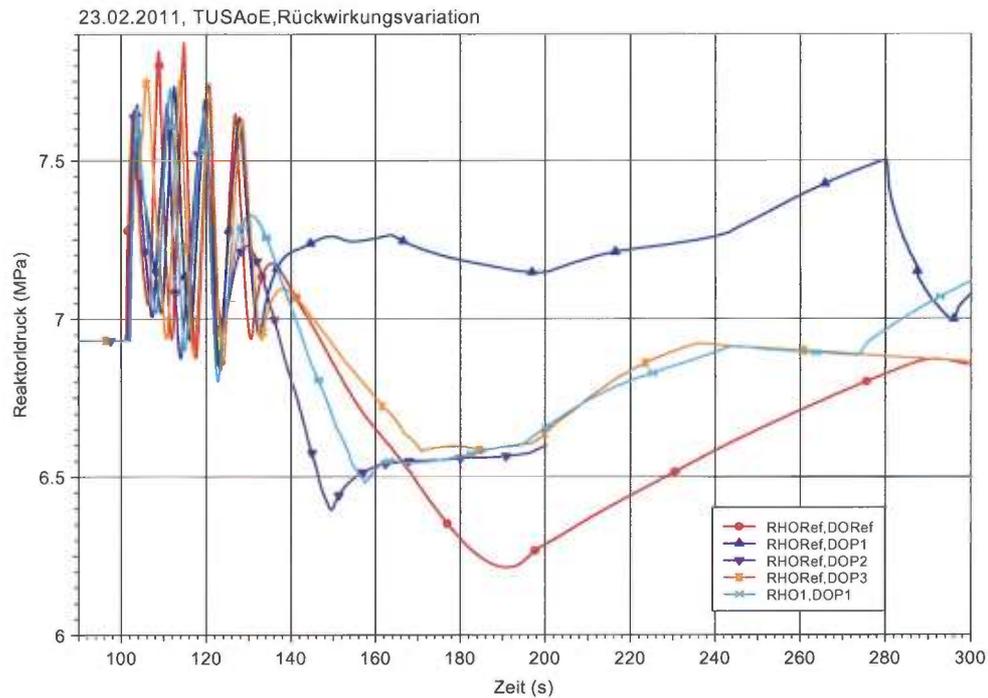


Abbildung 3-12 Vergleich des Reaktoridruckes

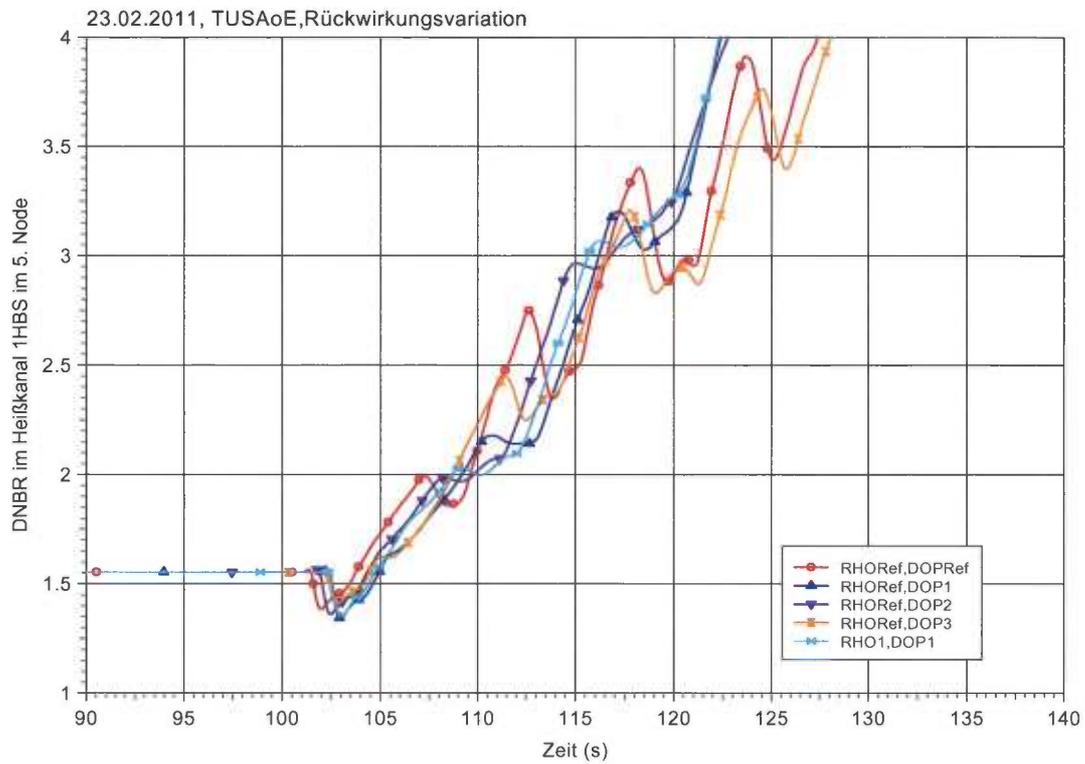


Abbildung 3-13 Vergleich der DNBR im Heißkanal im 5. Node

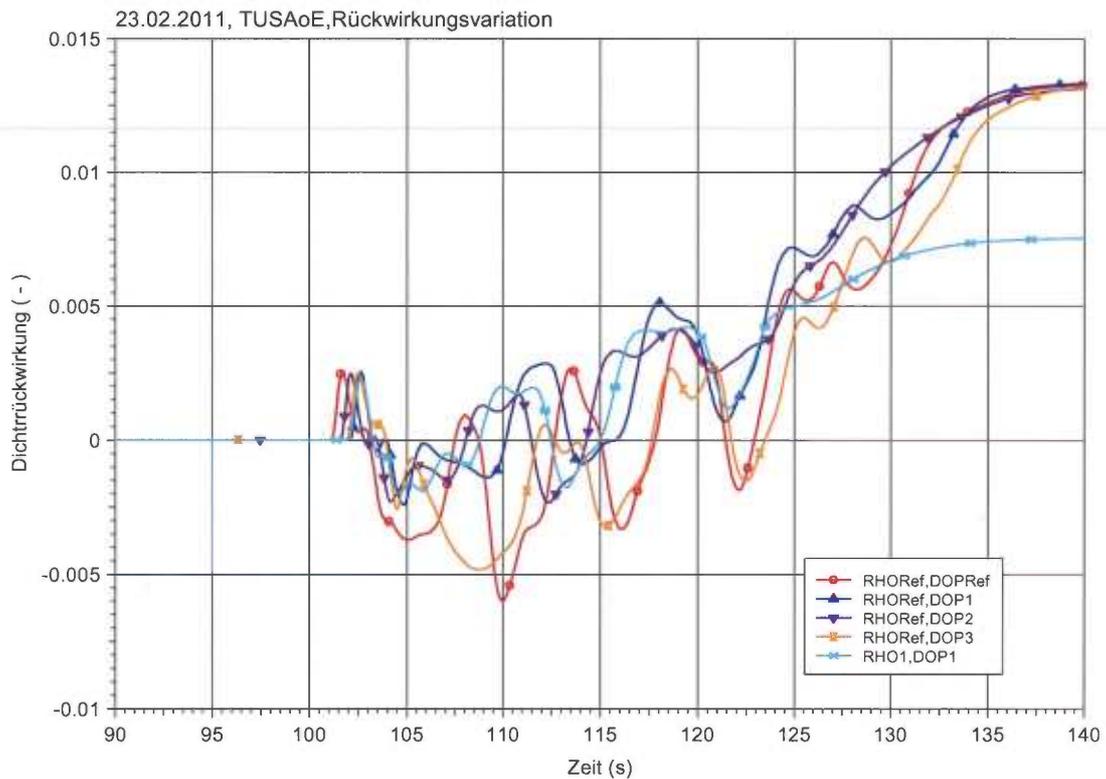


Abbildung 3-14 Vergleich der Dichterrückwirkung

4 Zusammenfassung

Der Bericht beschreibt die Vorbereitungsarbeiten und die durchgeführten Orientierungsrechnungen um die notwendige Plattform für die SWR ATWS Analyse vorzubereiten.

Mit Schreiben vom 09.11.2010 wurde mit dem Änderungsdienst Rev. 1 eine Vertragsänderung beantragt, damit das ursprünglich vorgesehene Arbeitsprogramm in den Jahren 2011 und 2012 fortgesetzt werden kann.

Unter den Bedingungen des fehlenden Haushaltes für das Jahr 2011 wurde der Vertrag zunächst nur bis Ende 2010 abgeschlossen, ohne dass in einzelnen Arbeitspunkten Inhalte angepasst wurden. Es wurde somit davon ausgegangen, dass das Vorhaben bei Verfügbarkeit entsprechender Haushaltsmittel um diese gekürzten Mittel aufgestockt wird, um somit das angebotene Arbeitsprogramm vollständig umsetzen zu können.

Auf Grund der Verzögerung bei der Beschaffung der Wirkungsquerschnittsdaten eines aktuellen Kernbeladeplans (die Daten waren im Dezember 2010 noch nicht verfügbar), konnte der Arbeitspunkt AP 1.3 „Übernahme eines aktuellen Kernbeladungsplans“ nicht bis Ende 2010 bearbeitet werden. Der Arbeitspunkt wurde daraufhin in das Jahr 2011 verschoben.

5 Literatur

- /ATH 06b/ H. Austregesilo, C. Bals, A. Hora, G. Lerchl, P. Romstedt,
ATHLET Mod 2.0 Models and Methods; GRS-P-1 / Vol. 4, July 2006
- /DRÄ 08/ P. Dräger, H. Glaeser et al.
Ermittlung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Durchführung und Bewertung von Störfallanalysen und der Verwendung von Analysesimulatoren, GRS-A-3438, August 2008
- /POI 99a/ W. Pointner,
Störfallsimulator Philippsburg I, Qualifikation der Datenbasis, GRS-A-2691,
März 1999
- /POI 99b/ W. Pointner,
Leittechnikmodule der Sicherheitssysteme für das KKW Philippsburg 1,
(KKP 1), GRS-A-2778, September 1999
- /POI 99c/ W. Pointner,
Leittechnikmodule der Betriebssysteme für das KKW Philippsburg 1; (KKP
1), GRS-A-2784, September 1999
- /JAK 98/ Z. Jakubowski,
Leittechnikmodule des Reaktorschutzsystems und der elektrischen Stromversorgung für das KKW Philippsburg 1 (KKP 1), GRS-A-2625, August 1998
- /JAK 99/ Z. Jakubowski, , W. Pointner,
Datenbasis für das KKW Philippsburg I, Bedienungsanleitung für den anlagenspezifischen Störfallsimulator, GRS-A-2696, März 1999
- /GLA 11/ H. Glaeser, B. Krzykacz-Hausmann, T. Skorek,
Ergebnisse einer Unsicherheits - und Sensitivitätsanalyse für den Siedewasserreaktor, noch nicht veröffentlicht

6 Verteiler

Druckexemplare:

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

AG RS I 3, Dr. Mergel 1x

GRS

Autoren (vek, per, smk) 3x

Gesamtauflage 3x

PDF-Version:

BMU,

AG RS I 3, Dr. Mergel

GRS

Geschäftsführer

Bereichsleiter

Projektcontrolling (roo)

Abteilungsleiter/

Projektleiter (vek)

Autoren

TECDO (rop)