

**Quantitative
Bestimmung der
Unsicherheitsband-
breiten in aktuell
verwendeten Berech-
nungsverfahren für
Reaktivitätsstörfälle**

3609R01345

Quantitative Bestimmung der Unsicherheitsbandbreiten in aktuell verwendeten Berechnungsverfahren für Reaktivitätsstörfälle

3609R01345

I. Pasichnyk
K. Velkov
O. Schumacher
R. Donderer

Oktober 2012

Auftrags-Nr.: 808100

Anmerkung:

Das diesem Bericht zu Grunde liegende FE-Vorhaben 3609R01345 wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit durchgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

Kurzfassung

In dem BMU-finanzierten Projekt 3609R01345 „Quantitative Bestimmung der Unsicherheitsbandbreiten in aktuell verwendeten Berechnungsverfahren für Reaktivitätsstörfälle“ wurde die Anwendung der Unsicherheits- und Sensitivitätsmethoden auf Reaktivitätsstörfälle untersucht. Bisher wurden in Aufsichts- und Genehmigungsverfahren von der RSK bereits für Kühlmittelverluststörfälle (KMV) in ihrer Stellungnahme „Anforderung an die Nachweisführung bei KMV“ (/RSK1 05/, 385. RSK-Sitzung, 20.07./21.07.2005) empfohlene „Best-Estimate“-Rechenprogrammen in Verbindung mit einer Unsicherheitsanalyse verwendet. Im vorliegenden Bericht wurden die für Reaktivitätsstörfälle relevanten Nachweisforderungen überprüft. Außerdem wurden Methoden entwickelt und überprüft, mit denen die Ausnutzung von Sicherheitsmargen explizit quantifiziert werden kann. Besondere Relevanz kommt einer rigorosen Unsicherheitsanalyse der Ergebnisgröße „Enthalpieerhöhung“ angesichts der Beratungen der RSK zum Thema Hochabbrand zu. Durch den Einsatz von „Best-Estimate“- Programmen mit Unsicherheitsanalyse konnten die Abstände zu diesen Grenzwerten mit entsprechenden Angaben zur Aussagesicherheit (z.B. 95/95-Quantile) quantifiziert werden. Die generischen Betrachtungen und Analysen konzentrierten sich auf die Störfälle „Steuerstabauswurf DWR“ und „Steuerstabausfall SWR“, da diese Szenarios zu den größten Reaktivitätseinträgen innerhalb sehr kurzer Zeitspannen und damit zur maximalen Enthalpieerhöhung unter allen Reaktivitätsstörfällen führen.

1	Einleitung	5
1.1	Beschreibung der Problemstellung.....	5
1.2	Zielsetzung	6
2	DWR-Steuerstabauswurf	7
2.1	Das eingesetzte Rechenmodell.....	7
2.2	Stationäre Betrachtungen	11
2.3	Festlegung der unsicheren Parameter nach der GRS-Methode	16
2.3.1	Variation der 2-Gruppen-Wirkungsquerschnitte	16
2.3.2	Unsichere thermohydraulische Eingangsparameter	20
2.3.3	Unsichere Anfangs- und Randbedingungen	21
2.4	Erzeugung der variierten Eingabedatensätze	22
3	Berechnung der Transienten und Auswertung der Ergebnisse	22
3.1	SE-Auswurf aus NLH	24
3.1.1	K3.....	24
3.1.2	E0.....	36
3.2	SE-Auswurf aus 30% der Nennleistung	44
4	Generische Identifikation der unsicheren Parameter für SWR	54
4.1	Einleitende Ereignisse.....	54
4.2	Bestimmende Phänomene und Parameter	55
4.2.1	Anlagenparameter.....	56
4.2.2	Physikalische Parameter.....	57
4.2.3	Numerische Parameter	58
5	Zusammenfassung	58
6	Literatur	60

1 Einleitung

1.1 Beschreibung der Problemstellung

Der Reaktivitätsstörfall „Steuerstabauswurf“ gehört nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu den Auslegungsstörfällen; gemäß den RSK-Leitlinien /RSK 96/ für Druckwasserreaktoren (Kapitel 3.1(10) und 3.1(11)) muss der Reaktor gegen das unbeabsichtigte Ausfahren oder den Auswurf von Steuerelementen (SE) ausgelegt sein. Diese Aussage gilt analog für Anfahrstörfälle und den Steuerstabausfall bei Siedewasserreaktoren. Die Nachweise für die Störfallbeherrschung sind also für beide Reaktortypen entsprechend zu führen.

Reaktivitätsstörfälle sind auf räumlich lokalisierte Zustandsänderungen des Reaktorkerns zurückzuführen, so z.B. dem Verfahren oder dem Auswurf einzelner Steuerstäbe beim DWR dem Transport von Deionat-Pfropfen durch den Kern, bzw. beim SWR Störungen der Kühlmittelumwälzleistung.. Dies führt i.A. zu einer signifikanten Deformation der Leistungs- und Flussverteilung im Kern, wodurch die Transienten mit dem punktkinetischen Ansatz nicht mehr hinreichend genau beschrieben werden können. Reaktivitätsstörfälle müssen daher mit gekoppelten Rechenmethoden behandelt werden, d.h. sowohl die Neutronenphysik als auch die Thermohydraulik des Kerns werden mit 3D-Modellen dargestellt, wobei für die Thermofluidynamik von DWR und SWR üblicherweise ein sog. Parallelkanal-Ansatz ausreicht bzw. zu konservativen Aussagen führt. Die stationäre und transiente Flussverteilung wird heutzutage routinemäßig mit nodalen Diffusionscodes berechnet, die die Neutronendiffusionsgleichung in wenigen (meist nur zwei) Energiegruppen und Brennelement- homogenisierten Wirkungsquerschnitten lösen. Zu diesen Programmen zählt z.B. der GRS-Code QUABOX/CUBBOX, das AREVA-Programmsystem PANBOX oder der von den Technischen Überwachungsvereinen in den Aufsichtsverfahren für deutsche Kernkraftwerke (SWR und DWR) eingesetzte Code SIMULATE (Studsvik/Scandpower).

Die von der GRS entwickelten statistischen Rechenmethoden zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zur Verbesserung der Aussagesicherheit von „Best-estimate“-Codes werden national und international zunehmend angewendet, nicht zuletzt aufgrund der folgenden Vorzüge:

1. Unabhängigkeit des Stichprobenumfangs (d.h. der Anzahl der benötigten Rechenläufe des „Best-estimate“-Codes) von der Anzahl der unsicheren Parame-

- ter. Im Allgemeinen sind weniger als 100 Rechenläufe für das Erreichen eines zweiseitigen 95/95-Toleranzlimits notwendig.
2. Die Methode ist universell einsetzbar ohne jede Einschränkung des zugrundeliegenden Rechenmodells wie auch der zu analysierenden epistemischen Unsicherheiten. Insbesondere können auch diskrete, un stetige oder nicht voneinander unabhängige Parameter behandelt werden.
 3. Der zugrunde liegende Rechencode kann bei der Anwendung der Methode unverändert bleiben, da lediglich die Eingangsgrößen statistisch variiert werden, aber keine Änderungen an den Rechenmodellen vorgenommen werden müssen.
 4. Aus den Unsicherheitsanalysen können die Parameter im Rahmen der Sensitivitätsanalyse ermittelt werden, die die größten Beiträge zur Unsicherheit im Rechenmodell liefern. Die Auswertung erfolgt dabei über statistische Quantile.

Im Rahmen der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse müssen jene unsicheren Parameter im Rechenmodell identifiziert werden, die signifikanten Einfluss auf den zu untersuchenden Störfall haben, in einem „Ranking“ entsprechend ihrer Relevanz für die Transiente sortiert und schließlich mit entsprechenden statistischen Verteilungen beaufschlagt werden. Diese Schritte in der Berechnungskette erfordern ein erhebliches Maß an Expertenermessungen („Expert Judgement“), da es a priori nicht klar ist, welche Effekte die dominante Rolle spielen. Die in dieser Methodik behandelten Unsicherheiten werden in der Literatur auch als epistemische Unsicherheiten bezeichnet, die den (Un)kenntnisstand der Modelleingangsparameter widerspiegeln. Während einige Parameter in der Analyse von Reaktivitätsstörfällen recht einfach zu variieren sind, wie z.B. thermohydraulische Eingangsgrößen (Wärmeübertragungskoeffizient im Gasspalt, spezifische Wärmekapazität und Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffs etc.), ist die rigorose Behandlung der neutronenphysikalischen Kenngrößen im Rahmen einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse deutlich komplizierter und Gegenstand aktueller nationaler und internationaler Forschungsaktivitäten.

1.2 Zielsetzung

Das Ziel des Vorhabens ist die Bereitstellung einer validierten Rechenmethodik auf der Grundlage des gekoppelten Rechenprogramms ATHLET-QUABOX/CUBBOX zur Beschreibung von Reaktivitätsstörfällen und die Anbindung der Rechenmethodik an eine qualifizierte Vorgehensweise zur Behandlung von Unsicherheiten und Sensitivitäts-

ten mit dem GRS-Code SUSANA. Die Anwendung dieses Konzepts auf die Simulation eines DWR-Steuerstabauswurfs soll anhand eines Rechenmodells überprüft werden. Der Nachweis für die Integrität der Brennstäbe im untersuchten Störfallszenario soll anhand einer detaillierten thermohydraulischen Modellierung und einer genauen Beschreibung des Siedeübergangs (DNB) geführt und die Unsicherheiten für die maßgeblichen Größen „Maximale Enthalpieerhöhung“, „Brennstofftemperatur“ und „Hüllrohrtemperatur“ quantifiziert werden. Darüber hinaus ist mittelfristig eine vergleichbare Modellbildung für Siedewasserreaktoren anzustreben. Im Rahmen des vorliegenden Vorschlags sollen die hierfür relevanten unsicheren Systemparameter identifiziert und hinsichtlich ihrer Sensitivitäten klassifiziert werden.

Mit dem gekoppelten Rechenprogramm ATHLET–QUABOX/CUBBOX wird der DWR-Steuerstabauswurf berechnet. Dabei werden Untersuchungen sowohl für den Anlagenzustand „Nulllast heiß“ (NLH) als auch für den Teillastzustand (30% der nominalen Leistung) durchgeführt.

2 DWR-Steuerstabauswurf

2.1 Das eingesetzte Rechenmodell

Für den DWR Reaktivitätsauslegungsstörfall „Auswurf eines Steuerelementes“ werden für eine repräsentative Kernbeladung Berechnungen mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX durchgeführt. Für die Berechnungen wurde ein Eingabedatensatz für das 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX mit Bestimmung der Rückwirkungen aus einem ATHLET-Parallelkanalmodell erstellt.

Die Kernbeladung entspricht einer typischen DWR-Kernbeladung mit Uran- und MOX-Brennelementen. Die maximale Uran-235-Anreicherung beträgt 3,95%, der maximale Pu_{fiss} – Gehalt beträgt 2,85 %. Die Kernanordnung mit der Position der Steuerelemente, der Anordnung der MOX-Brennelemente und Q/C-Brennelementbezeichnung sind in dem Bild 2-1 bis Bild 2-4 dargestellt.

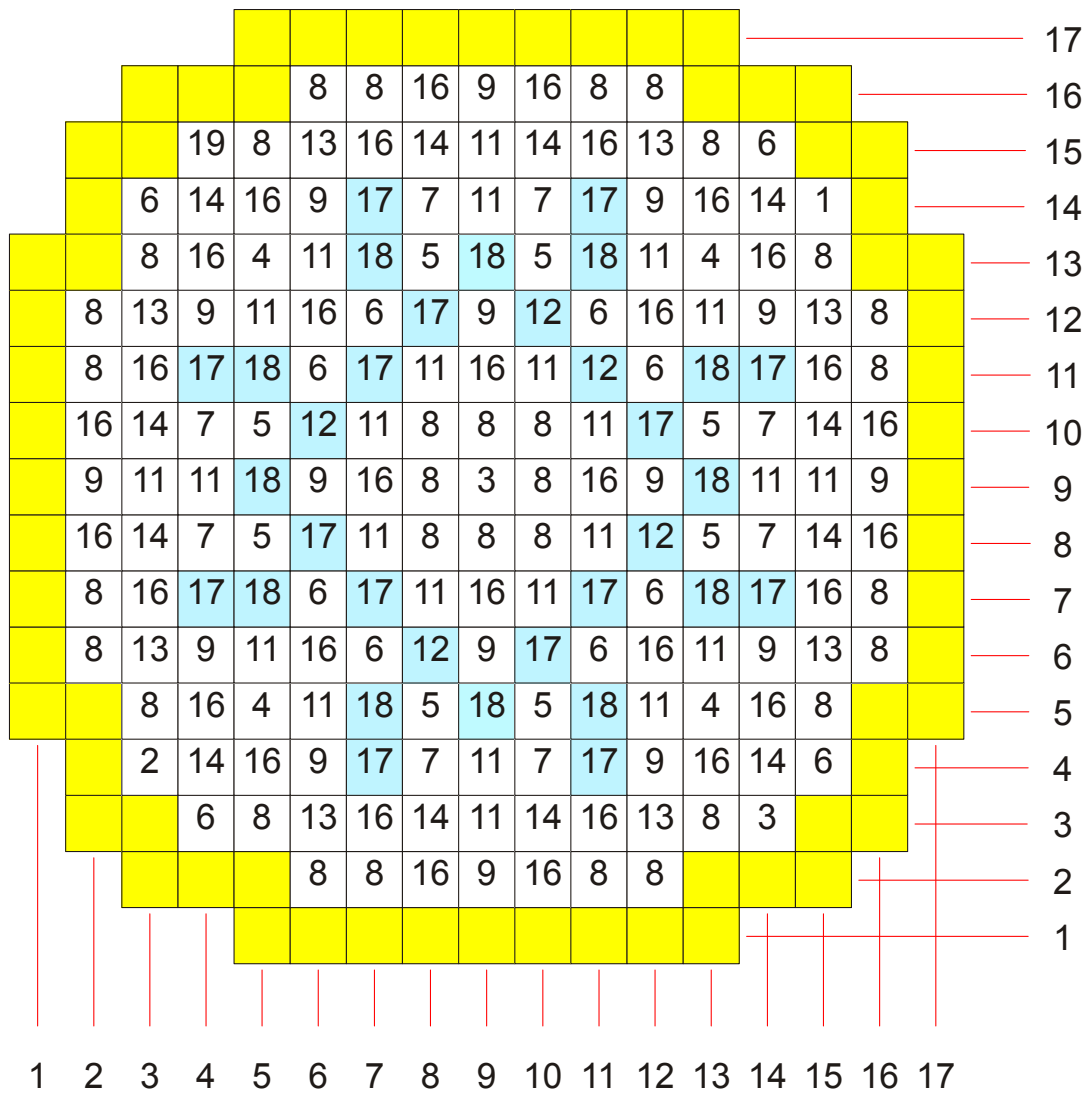


Bild 2-1 Kernanordnung. Hellblau - Markierung der MOX-Brennelemente.

Das ATHLET-Parallelkanalmodell für den Kern besteht aus 193 thermo-hydraulischen Kühlkanälen (THC) und einem Reflektorkanal. Damit wird jedem Brennelement ein TH-Kanal zugeordnet, um die Kühlmittelzustände und die Brennstofftemperaturen für die Rückwirkungen zu berechnen. Ein zusätzlicher Kühlkanal beschreibt den Bypass-Kühlmittelstrom. Die Randbedingungen am Kerneintritt, also Massenstrom und Kühlmitteltemperatur, werden durch FILL-Komponenten beschrieben, die Randbedingungen für den Druck am Kernaustritt werden durch ein „time-dependent volume“ vorgegeben.

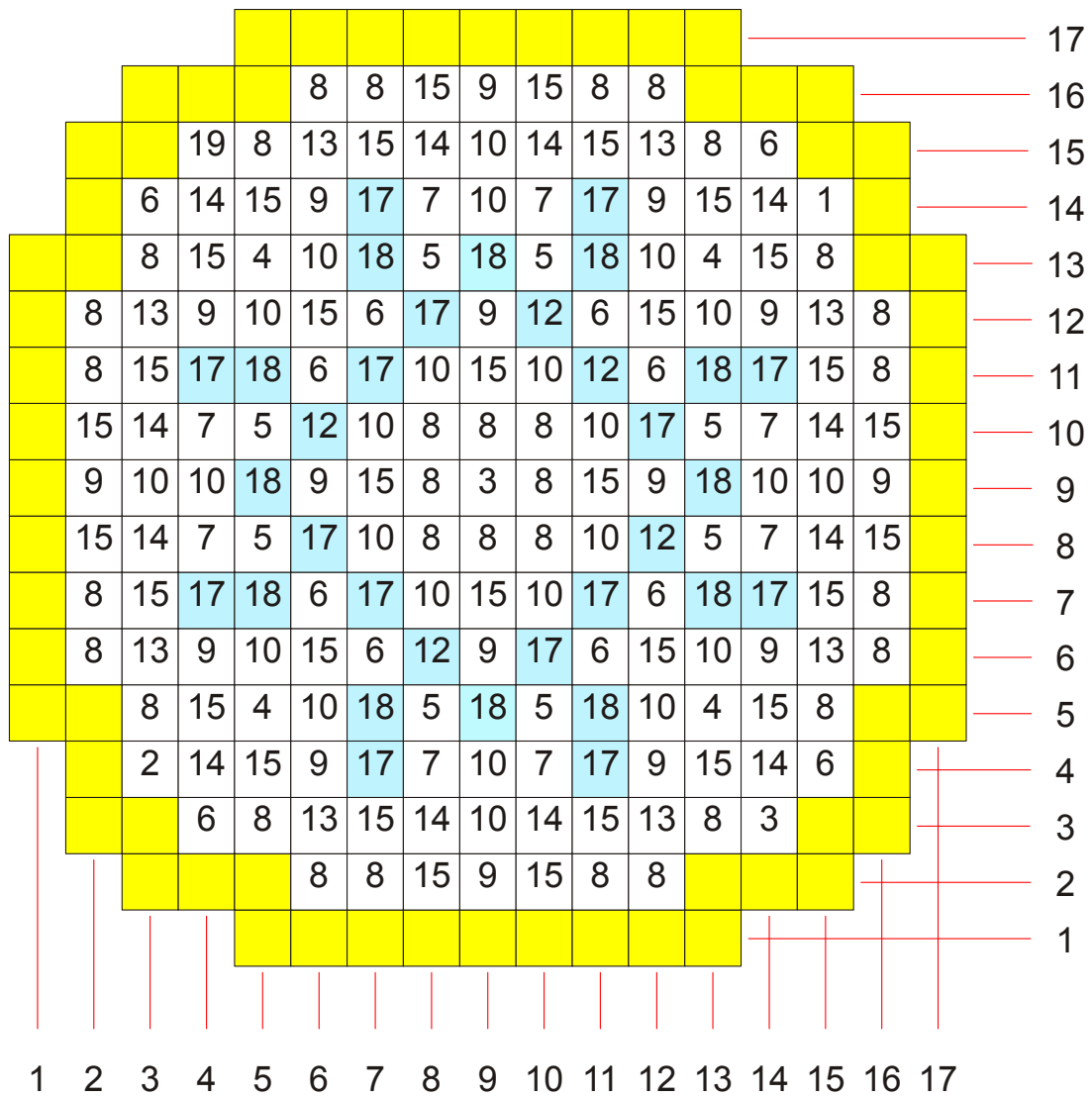


Bild 2-2 Kernanordnung der axialen Ebenen 2,3,20,21. Hellblau - Markierung der MOX-Brennelemente (#10 statt #11 und #15 statt #16).

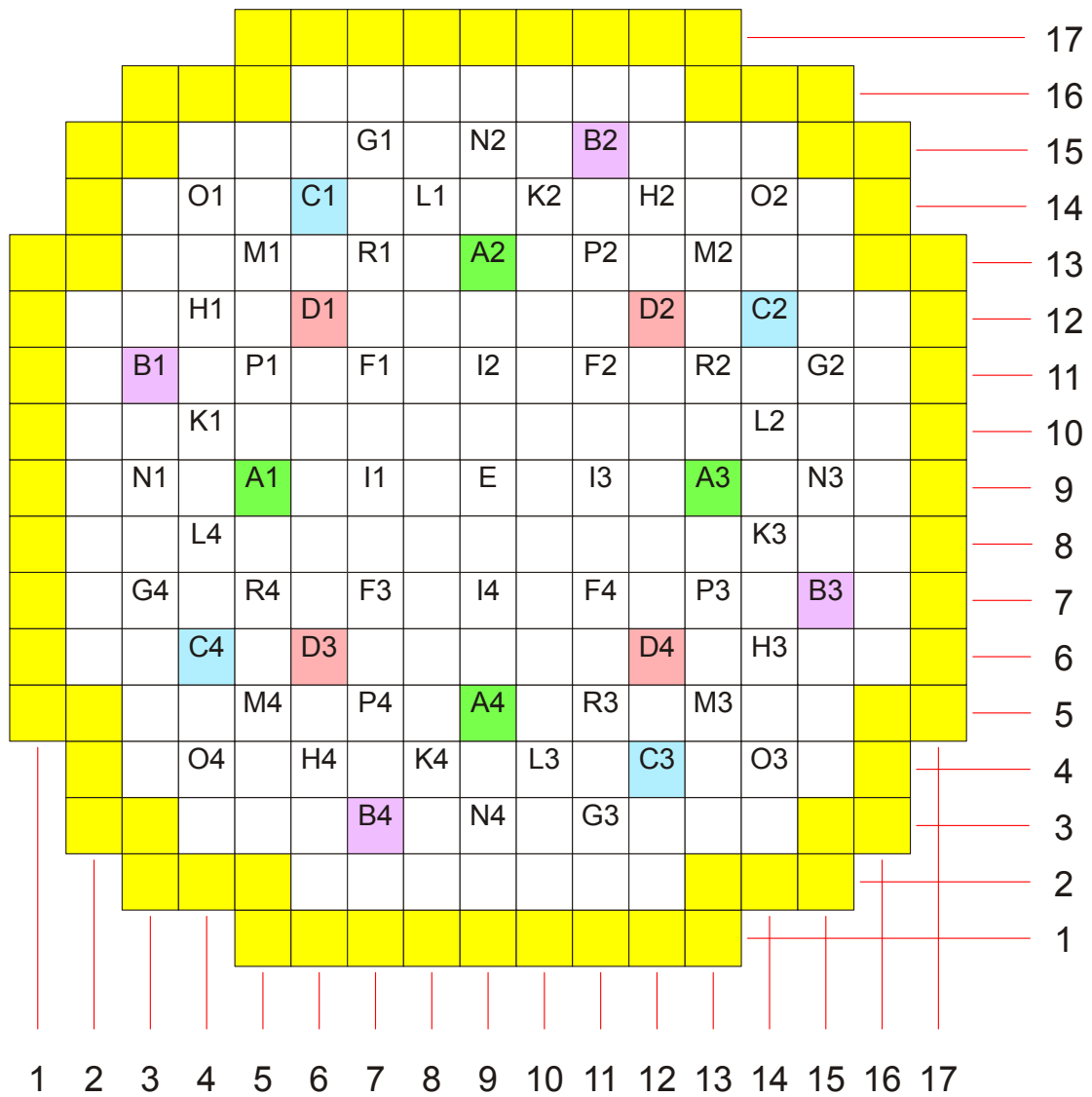


Bild 2-3 Position der Steuerelemente in der Kernanordnung. Farblich sind D-Bänke gekennzeichnet.

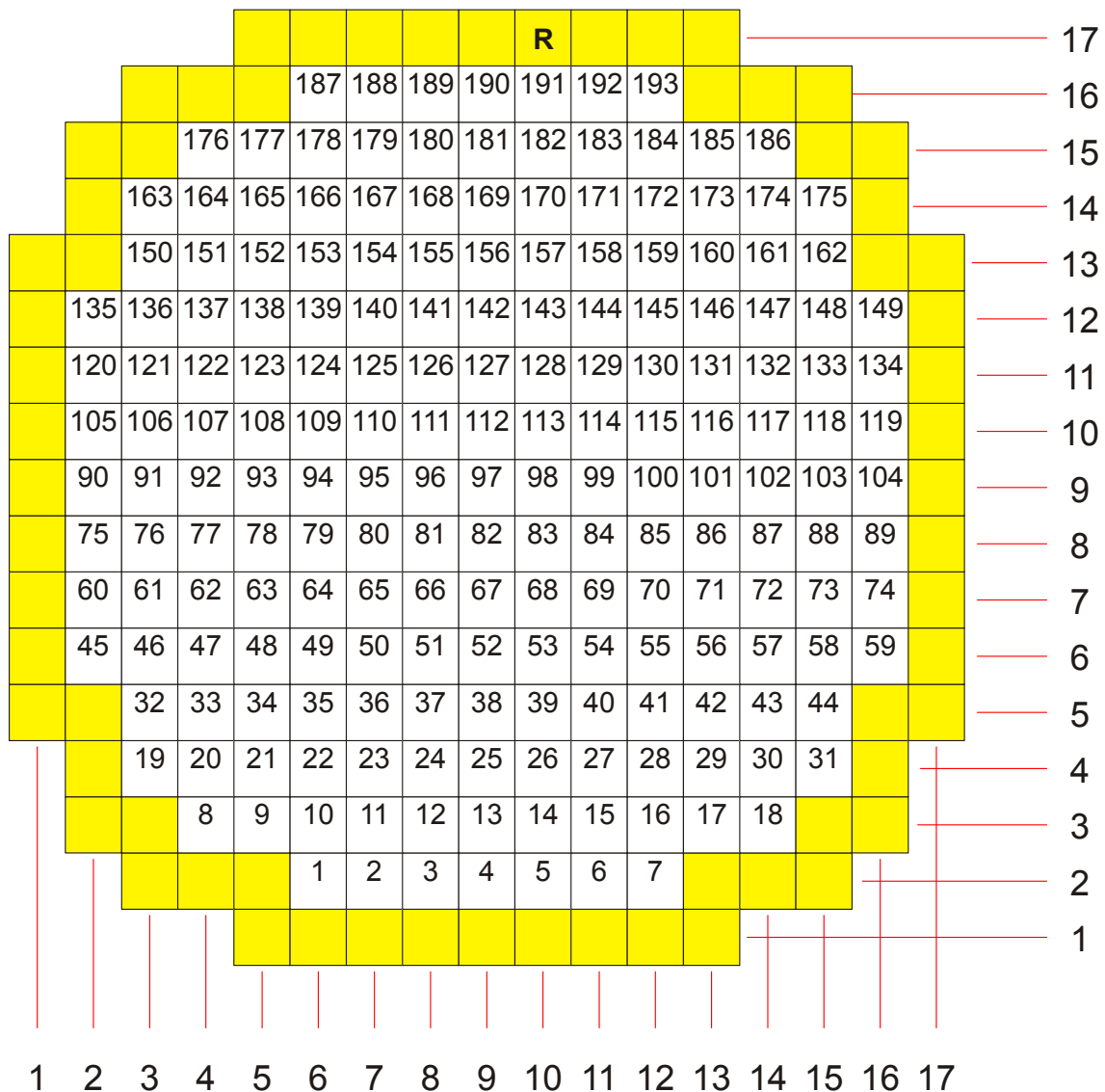


Bild 2-4 Bezeichnung der Brennelementpositionen bei sequentieller Nummerierung. „R“ – ist ein Reflektorkanal

2.2 Stationäre Betrachtungen

Um die für den Steuerstabauswurf ungünstigsten Konfigurationen auszuwählen zunächst muss das erstellte Kernmodell hinsichtlich der maximal möglichen Reaktivitätseinträge und der Reaktivitätskoeffizienten im stationären Zustand analysiert werden. Die Position des ausgeworfenen SE bestimmt zwei wesentliche Einflussgrößen: 1) die maximale Reaktivitätszufuhr und 2) den Leistungspeakfaktor im Endzustand nach Auswurf des SE. Die ungünstigste Wahl für die Best-Estimate Analyse ist ohne explizite Rechnung nicht eindeutig vorherzusagen. Um den Auswurf des SE aus BE zu analysieren, können die einer Bank konkret erlaubten Fahrfolgen als auch SE-

Eintauchtiefen teilweise nicht zugrunde gelegt werden. Es werden SE-Stellungen definiert, indem SE der L-Bänke auf Eintauchtiefen eingefahren werden, die den D-Bänken möglich sind. Einen Überblick über die möglichen SE-Konfigurationen vor Störfallbeginn geben Tabelle 2-1 und Tabelle 2-2. Für den Auswurf des SE werden die ungünstigsten Konfigurationen bestimmt.

Im NLH-Fall beträgt die Ausgangsleistung 3733 W (10^{-4} % der Nennleistung) und für die 30% der Nennleistung ist die Ausgangsleistung 1120 MW.

Für die Wahl der SE-Konfigurationen für die Analyse dienen die Kriterien hohe Reaktivitätsfreisetzung und hoher Leistungspeakfaktor. Die Tabelle 2-3 und Tabelle 2-4 beinhalten die Ergebnisse der stationären Analysen mit ausgeworfenem SE aus verschiedenen SE-Konfigurationen. Die SE-Konfigurationen, die für den SE-Auswurf der Best Estimate Analyse angenommen werden, sind mit roter Farbe gekennzeichnet. Im NLH-Fall hat das SE „E0“ in der Position (9,9) die größte Reaktivitätszufuhr, wobei das SE „K3“ in der Position (14,8) den höchsten Leistungspeakfaktor aufweist. Für die 30% der Nennleistung weist das SE „L3“ in der Position (10,4) sowohl die größte Reaktivitätszufuhr als auch den höchsten Leistungspeakfaktor auf.

Tabelle 2-2 SE-Konfigurationen für SE-Auswurf (30%)

SE-Konfiguration	Eintauchtiefe (cm)																
	A	B	C	D	E	F	G	H	I	K	L	M	N	O	P	R	Auswurf
SK1	391,2	391,2	176	391,2	391,2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	E0
SK2	0	391,2	176	391,2	0	0	0	0	391,2	0	0	0	0	0	0	0	I3
SK3	391,2	391,2	176	391,2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	A3
SK4	0	391,2	176	391,2	0	0	0	0	0	0	0	0	391,2	0	0	0	N3
SK5	391,2	0	176	391,2	0	0	0	0	0	391,2	0	0	0	0	0	0	K3
SK6	391,2	391,2	176	0	0	391,2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	F4
SK7	391,2	391,2	176	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	391,2	0	P3
SK8	391,2	391,2	176	391,2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	B3
SK9	391,2	391,2	176	391,2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	D4
SK10	391,2	0	176	391,2	0	0	0	391,2	0	0	0	0	0	0	0	0	H3
SK11	391,2	391,2	176	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	391,2	R3
SK12	391,2	391,2	176	0	0	0	0	0	0	0	0	391,2	0	0	0	0	M3
SK13	0	391,2	176	391,2	0	0	0	0	0	0	391,2	0	0	0	0	0	L3
SK14	391,2	176	391,2	391,2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	C3
SK15	391,2	176	0	391,2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	391,2	0	0	O3
SK16	391,2	176	0	391,2	0	0	391,2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	G3

Tabelle 2-3 Kritische Borkonzentration (C_{bor}), Reaktivitätszufuhr ($\Delta\rho$) und Leistungspeakfaktoren (PF) im Endzustand für verschiedene SE-Positionen - NLH

Name	Position	C_{bor} (ppm) kritisch	Nach Auswurf		
			k_{eff}	$\Delta\rho$ (pcm)	PF
E0	9 9	1381,6	1,00266	265	3,636
I3	11 9	1403,6	1,00148	148	3,956
A3	13 9	1411,9	1,00219	219	4,505
N3	15 9	1438,0	1,00122	122	4,117
K3	14 8	1402,2	1,00220	220	4,994
F4	11 7	1395,9	1,00228	227	4,107
P3	13 7	1418,1	1,00127	127	4,037
B3	15 7	1411,9	1,00171	171	4,616
D4	12 6	1411,9	1,00147	147	4,066
H3	14 6	1414,1	1,00154	154	4,538
R3	11 5	1422,0	1,00112	112	3,951
M3	13 5	1439,4	1,00059	59	3,777
L3	10 4	1429,9	1,00152	152	4,279
C3	12 4	1411,9	1,00169	169	4,294
O3	14 4	1437,2	1,00062	62	3,254
G3	11 3	1414,4	1,00159	159	4,214

Tabelle 2-4 Kritische Borkonzentration (C_{bor}), Reaktivitätszufuhr ($\Delta\rho$) und Leistungspeakfaktoren (PF) im Endzustand für verschiedene SE-Positionen - 30%

Name	Position	C_{bor} (ppm) kritisch	Nach Auswurf		
			k_{eff}	$\Delta\rho$ (pcm)	PF
E0	9 9	1437,5	1,00152	152	2,300
I3	11 9	1456,32	1,00110	110	2,876
A3	13 9	1455,04	1,00177	177	3,181
N3	15 9	1422,6	1,00138	138	3,414
K3	14 8	1446,85	1,00162	162	3,085
F4	11 7	1457,47	1,00172	172	2,985
P3	13 7	1468,93	1,00123	123	2,833
B3	15 7	1455,04	1,00129	129	2,961
D4	12 6	1466,16	1,00132	132	2,893
H3	14 6	1452,51	1,00144	144	3,013
R3	11 5	1406,0	1,00153	153	3,227
M3	13 5	1424,0	1,00087	87	2,900
L3	10 4	1410,6	1,00190	190	3,663
C3	12 4	1450,36	1,00167	167	3,230
O3	14 4	1424,4	1,00069	69	2,696
G3	11 3	1404,2	1,00157	157	3,424

2.3 Festlegung der unsicheren Parameter nach der GRS-Methode

Der betrachtete Störfall bewirkt eine rasche Reaktivitätszufuhr, gefolgt von einer schnellen Leistungserhöhung und einer stark lokalisierten Störung der Leistungsverteilung. Dem SE-Auswurf folgt ein Anstieg des Neutronenflusses. Die potenziell ungünstigsten SE-Konfigurationen wurden anhand der vorher beschriebenen stationären Rechnungen identifiziert und werden als Referenzfälle für die Unsicherheitsanalyse verwendet.

Für die Quantifizierung der Unsicherheiten sind Experten aus dem jeweiligen Fachgebiet herangezogen worden. Für jeden unsicheren Parameter wurde der Stand der Kenntnis quantifiziert durch Angabe von Wahrscheinlichkeitsverteilungen, mit denen die Unsicherheit der Rechenmodelle sowie der Rand- und Anfangsbedingungen quantitativ ausgedrückt werden.

2.3.1 Variation der 2-Gruppen-Wirkungsquerschnitte

Um die Auswirkung der Wirkungsquerschnittunsicherheiten in den berechneten Werten für nukleare Systeme zu quantifizieren, ist es notwendig Unsicherheitsanalysen unter Berücksichtigung der nuklearen Kovarianzdaten durchzuführen. Eine Quantifizierung dieser Wirkungsquerschnittunsicherheiten findet sich beispielsweise in Kovarianzbibliotheken, die zusammen mit den nuklearen Daten erstellt werden. In dieser werden nicht nur die einzelnen Unsicherheiten, sondern auch deren Abhängigkeit untereinander quantifiziert. International gab es in den letzten Jahren erhebliche Anstrengungen, die mit den grundlegenden Datenunsicherheiten verbundenen Aussagegenauigkeiten zu quantifizieren und zu reduzieren. Dazu wurden Methoden entwickelt, Unsicherheitsdaten über Sensitivitätsdaten und Kovarianzmatrizen direkt aus den Querschnittsdaten zu berechnen und zu verarbeiten /ALI 06/.

Im Rahmen eines Forschungsprojektes entwickelt die GRS auch die XSUSA-Methode /KLE 10/, die auf einem statistischen Ansatz beruht und die Bestimmung der Berechnungsunsicherheiten in allen Phasen der nuklearen Rechenkette – von der Stabzellrechnung bis zur Kerntransiente – ermöglicht.

Allerdings steht das XSUSA Paket noch nicht im vollen Umfang zur Verfügung. Die Anwendung der XSUSA-Methode muss noch validiert werden. Deshalb ist die für die Zukunft prognostizierte konsistente Behandlung von Unsicherheiten für die Transien-

tenrechnungen in einem ersten Schritt nicht realisierbar. Aus diesem Grund wird für die Ziele dieser Arbeit eine vereinfachte Vorgehensweise unter Berücksichtigung des Kenntnisstandes und Heranziehen des Expertenwissens verwendet. Diese vereinfachte Vorgehensweise kann jedoch nur als eine erste Näherung betrachtet werden.

Um den Einfluss von Unsicherheiten in den nuklearen Daten auf die SE-Auswurf-Transiente zu untersuchen, müssen die variierten makroskopischen Wirkungsquerschnittsbibliotheken in zwei Energiegruppen erstellt werden. Die variierten WQ-Bibliotheken werden direkt aus der Referenz WQ-Bibliothek, die für die stationären Rechnungen genutzt wurde, erzeugt. Es wird angenommen, dass unterschiedliche BE-Typen unabhängig voneinander variiert werden können. Weiterhin werden die UOX- und MOX-BE, unabhängig von ihrem Abbrand und Anreicherung, mit gleichen Variationen behaftet.

Die Bandbreiten für makroskopische WQ für den Uran-235 Brennstoff wurden in /ALI 06/ berechnet. Der Artikel /PIK 02/ enthält die Unsicherheiten für λ - und β -Parameter in 6 Gruppen verzögerter Neutronen. Schließlich haben Matsson et al. /MAT 07/ eine Schätzung der Xenon-Konzentration Unsicherheiten vorgenommen. Die Bandbreiten der angenommenen Unsicherheiten mit deren Verteilungen sind in der Tabelle 2-5 aufgelistet.

Tabelle 2-5 Unsichere neutronenkinetische Eingangsparameter für die Unsicherheitsanalyse.

Parameter	Parametererklärung	Verteilung	Ranges		Referenz	Quantifizierung
			Min.	Max.		
D1	Korrekturfaktor der Diffusionskonstante (schnelle Gruppe)	Uniform	9,7500E-01	1,0250E+00	1	Literatur /ALI 06/
D2	Korrekturfaktor der Diffusionskonstante (thermische Gruppe)	Uniform	9,7500E-01	1,0250E+00	1	Literatur /ALI 06/
SIGR1	Korrekturfaktor des Streuquerschnitts (schnelle Gruppe)	Uniform	9,2500E-01	1,0750E+00	1	Literatur /ALI 06/
SIGA1	Korrekturfaktor des Absorptionsquerschnitts (schnelle Gruppe)	Uniform	9,7500E-01	1,0250E+00	1	Literatur /ALI 06/
SIGA2	Korrekturfaktor des Absorptionsquerschnitts (thermische Gruppe)	Uniform	9,7500E-01	1,0250E+00	1	Literatur /ALI 06/
SIGnF1	Korrekturfaktor des Spaltquerschnitts (schnelle Gruppe)	Uniform	9,7500E-01	1,0250E+00	1	Literatur /ALI 06/
SIGnF2	Korrekturfaktor des Spaltquerschnitts (thermische Gruppe)	Uniform	9,7500E-01	1,0250E+00	1	Literatur /ALI 06/
SIGxe	Korrekturfaktor des Xenon-Absorptionsquerschnitts	Uniform	9,5000E-01	1,0500E+00	1	Literatur /MAT 07/
NXE	Korrekturfaktor der Xenon-Konzentration	Uniform	8,5000E-01	1,1500E+00	1	Literatur /GAJ 10/
Beta_1	Korrekturfaktor des β -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 1)	Uniform	9,99000E-01	1,00100E+00	1	Literatur /PIK 02/
Beta_2	Korrekturfaktor des β -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 2)	Uniform	9,96000E-01	1,00400E+00	1	Literatur /PIK 02/
Beta_3	Korrekturfaktor des	Uniform	9,96000E-01	1,00400E+00	1	Literatur /PIK 02/

	β -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 3)					
Beta_4	Korrekturfaktor des β -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 4)	Uniform	9,95000E-01	1,00500E+00	1	Literatur /PIK 02/
Beta_5	Korrekturfaktor des β -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 5)	Uniform	9,96000E-01	1,00400E+00	1	Literatur /PIK 02/
Beta_6	Korrekturfaktor des β -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 6)	Uniform	9,99000E-01	1,00100E+00	1	Literatur /PIK 02/
Lambda_1	Korrekturfaktor des λ -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 1)	Uniform	9,99900E-01	1,00010E+00	1	Literatur /PIK 02/
Lambda_2	Korrekturfaktor des λ -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 2)	Uniform	9,99740E-01	1,00026E+00	1	Literatur /PIK 02/
Lambda_3	Korrekturfaktor des λ -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 3)	Uniform	9,98000E-01	1,00200E+00	1	Literatur /PIK 02/
Lambda_4	Korrekturfaktor des λ -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 4)	Uniform	9,94000E-01	1,00600E+00	1	Literatur /PIK 02/
Lambda_5	Korrekturfaktor des λ -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 5)	Uniform	9,30000E-01	1,07000E+00	1	Literatur /PIK 02/
Lambda_6	Korrekturfaktor des λ -Parameters der verzögerten Neutronen (Gruppe 6)	Uniform	8,00000E-01	1,20000E+00	1	Literatur /PIK 02/

2.3.2 Unsichere thermohydraulische Eingangsparameter

Da der SE-Auswurf eine sehr schnelle Transiente zur Folge haben kann, sind für die Störfallsimulation nur wenige unsichere thermohydraulische Parameter berücksichtigt worden. Folgende potenziell unsichere Eingangsparameter wurden identifiziert:

- Spaltweite zwischen Brennstoff und Hüllrohr
- Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffs
- Wärmekapazität des Brennstoffs
- Modell der Wärmeübergangskorrelation

Die identifizierten Parameter mit den Informationen zur Quantifizierung des Kenntnisstandes, wie Referenzwerte, Verteilungen und Informationen zur Begründung der Quantifizierung sind in der Tabelle 2-6 zusammengestellt.

Tabelle 2-6 Unsichere thermohydraulische Eingangsparameter für die Unsicherheitsanalyse. μ - der Erwartungswert, σ - die Standardabweichung.

Parameter	Parametererklärung	Verteilung	Ranges		Referenz	Quantifizierung
			Min.	Max.		
Fuel_Clad_Gap	Korrekturfaktor der Spaltweite zwischen Brennstoff und Hüllrohr in allen Brennstäben	Normalverteilung mit $\mu = 1,0$; $2\sigma = 0,2$	0,8	1,2	1	Literatur /GLS 08/ und Expertenbeurteilung
Conductivity	Korrekturfaktor der Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffs	Normalverteilung mit $\mu = 1,0$; $2\sigma = 0,1$	0,9	1,1	1	Literatur /GLS 08/ und Expertenbeurteilung
Capacity	Korrekturfaktor der Wärmekapazität des Brennstoffs	Normalverteilung mit $\mu = 1,0$; $2\sigma = 0,02$	0,98	1,02	1	Literatur /GLS 08/ und Expertenbeurteilung
DNB_Correlation	Modellauswahl (PW CHFREWET)	Diskret: 1-25%, 2-25%, 3-25%, 4-25%	1	4	0	Auswahl der in ATHLET vorhandenen Optionen nach Beurteilung der Programmentwickler

2.3.3 Unsichere Anfangs- und Randbedingungen

Neben den neutronenkinetischen und thermohydraulischen Parametern des Rechenprogramms wurden unsichere Anfangs- und Randbedingungen einbezogen /GLS 08/. Es wurden folgende unsichere Parameter identifiziert und quantifiziert:

- Massenstrom am Kerneintritt
- Anfangsleistung
- Anfangsdruck im Sicherheitsbehälter
- Anfangstemperatur im Kern
- Anfangsborkonzentration im Kern

Die identifizierten Parameter mit den Informationen zur Quantifizierung des Kenntnisstandes, wie Referenzwerte, Verteilungen und Informationen zur Begründung der Quantifizierung sind in der Tabelle 2-7 zusammengestellt.

Tabelle 2-7 Unsichere Anfangs- und Randbedingungen für die Unsicherheitsanalyse

Parameter	Parametererklärung	Verteilung	Ranges		Referenz	Quantifizierung
			Min.	Max.		
T_IN	Additiver Term für die Anfangstemperatur im Kern	Normalverteilung	-2	2	0	Literatur /GLS 08/ und Expertenbeurteilung
MFlow	Korrekturfaktor für den Massenstrom am Kerneintritt	Normalverteilung	0,96	1,04	1	Literatur /GLS 08/ und Expertenbeurteilung
POWER	Korrekturfaktor für die Leistung	Normalverteilung	0,96	1,04	1	Literatur /GLS 08/ und Expertenbeurteilung
PRESS	Additiver Term für den Anfangsdruck am Kerneintritt	Normalverteilung	-0,1	0,1	0	Literatur /GLS 08/ und Expertenbeurteilung
DCBOR	Additiver Term für die Anfangsborkonzentration	Uniform	-10	10	0	Literatur /GLS 07/ und Expertenbeurteilung

2.4 Erzeugung der variierten Eingabedatensätze.

Die Verteilungen der identifizierten unsicheren Eingabeparameter wurden in das Programm SUSA (Programm-System für Unsicherheits- und Sensitivitäts-Analysen) eingegeben, das damit die Parameterwerte zufällig auswählt. Die benötigte Zahl der Rechenläufe N ist nur von den geforderten Wahrscheinlichkeitsaussagen und deren statistischen Konfidenzintervallen gegeben. Bei $N = 100$ hat ein 95%/95%-Konfidenzintervall eine relative Unsicherheit von $\sim 15\%$.

Weil für die Erzeugung der variierten WQ-Bibliotheken der Parameterraum groß ist (41 BE-Typen mit jeweils 9 WQ), wurde die SUSA-Erzeugungsprozedur mit zusätzlichen Python-Skripten ergänzt. Diese Skripte ermöglichen die vollautomatisierte Vorbereitung der WQ-Bibliotheken.

Darüber hinaus können die thermohydraulische Parameter und Anfangs- und Randbedingungen direkt im SUSA-Programm behandelt werden.

Bevor die variierten λ - und β -Parameter der verzögerten Neutronen auf eine Transientenrechnung angewendet werden können, muss eine weitere Konsistenzprüfung durchgeführt werden: die Gesamtsumme aller β -Parameter muss unverändert bleiben. Das wird von der Erzeugungsmethode berücksichtigt.

Als Ergebnis wurden 100 Stichproben aller unsicheren Parameter für die Eingabedatensätze erstellt.

3 Berechnung der Transienten und Auswertung der Ergebnisse

In diesem Kapitel werden die Ergebnisse der Transientenberechnungen ausgewertet. Für die 30% der Nennleistung wurde nur eine SE-Konfigurationen ausgewählt, nämlich mit ausgeworfenen L3 (siehe Bild 2-3). Für den NLH-Fall wurden zwei SE-Konfiguration mit ausgeworfenem E0 und K3 analysiert (Bild 2-3).

Aus der Gesamtheit der errechneten alternativen Ergebnisse werden quantitative Aussagen zur Unsicherheit oder Unschärfe der Rechenergebnisse in Form statistischer Toleranzgrenzen zu vorzugebenden Werten des Wahrscheinlichkeitsgehalts und des Vertrauensniveaus (z. B. 95 %, 95 %) ermittelt.

Im Vordergrund des Interesses einer Sensitivitätsanalyse steht die Frage, wie stark die Unsicherheit einer Ergebnisgröße von den Unsicherheiten in den einzelnen Eingangsparametern abhängt („globale“ Sensitivität im Sinne von Unsicherheitsimportanz, „uncertainty importance“). Es sind die im Rechenmodell abgebildeten funktionalen Beziehungen zwischen Eingangsparametern und Ergebnisgröße und zusätzlich auch die durch Wahrscheinlichkeitsverteilungen quantifizierten Parameterunsicherheiten wirksam.

Die Rangordnung unter den unsicheren Parametern gemäß ihrem Beitrag zur Ergebnisunsicherheit erhält man mit Hilfe von Sensitivitätsmaßen (-indices). Ein Sensitivitätsmaß für eine Ergebnisgröße Y bezüglich eines unsicheren Parameters X ist eine Zahl (in der Regel normiert zwischen -1 und +1), die den Einfluss der Unsicherheit dieses Parameters auf die Unsicherheit der Ergebnisgröße quantitativ zum Ausdruck bringt.

Im vorliegenden Fall wurde als Sensitivitätsmaß für die gesamte Analyse der Rang-Korrelationskoeffizient nach Spearman (Spearman's rank correlation coefficient, Abkürzung: RCC) gewählt.

Er wird nach der Formel

$$RCC(Y, X) = \frac{\sum(R(y_i) - \overline{Ry})(R(x_i) - \overline{Rx})}{\sqrt{\sum(R(y_i) - \overline{Ry})^2 \sum(R(x_i) - \overline{Rx})^2}}$$

ermittelt. Hierbei sind

$R(y_i)$ - Rang des Wertes y_i innerhalb der Stichprobenwerte n der Ergebnisgröße Y

$R(x_i)$ - Rang des Wertes x_i innerhalb der Stichprobenwerte n der Ergebnisgröße X

$\overline{Rx}, \overline{Ry}$ - Stichprobenmittelwerte davon

Die wichtigsten Eigenschaften des Sensitivitätsmaßes RCC sind:

$$-1 \leq RCC \leq +1,$$

- 1) Ist die Ergebnisgröße Y unabhängig von Parameter X , so ist $RCC = 0$,
- 2) Ist die Ergebnisgröße Y eine monotone steigende Funktion in X , so ist $RCC = +1$,
- 3) Ist die Ergebnisgröße Y eine monotone fallende Funktion in X , so ist $RCC = -1$.

Im Übrigen kann man davon ausgehen, dass bei dem vorliegenden Stichprobenumfang von $n=100$ Werte des Rang-Korrelationskoeffizienten, die betragsmäßig kleiner sind als ca. 0.15-0.20, statistisch nicht signifikant sind und daher vernachlässigt werden können.

3.1 SE-Auswurf aus NLH

3.1.1 K3

Das zeitabhängige Bild 3-1 beinhaltet den Mittelwert, den Median und das 95%-Quantil der normierten Reaktorleistung.

In Ergänzung zu der Zeitfunktion der Gesamtleistung werden die axialen Leistungsverteilungen zu Beginn und 1 s nach dem SE-Auswurf dargestellt. **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** und Bild 3-3 zeigen die Median- und 95%-Quantilwerte der radialgemittelten axialen Leistungsverteilungen.

Die 95%-Quantilbandbreite verändert sich in Abhängigkeit zu der Leistung. Der Median zeigt auch, dass nach dem SE-Auswurf die Hälfte aller Rechnungen starke Unsicherheiten aufweist (Bild 3-3).

Bemerkenswert ist sehr kleine Unsicherheit der Leistungsverteilung in dem axialen Knoten #16 zu Beginn der Transiente (Bild 3-2). Zur Erklärung dieses Phänomens wird die Sensitivitätsanalyse später in diesem Kapitel herangezogen.

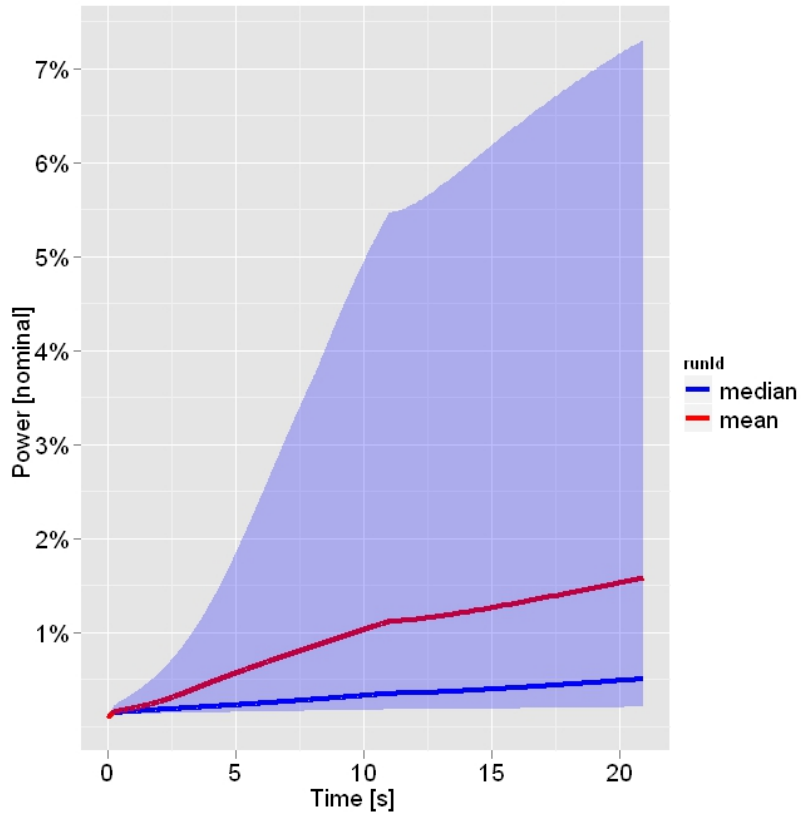


Bild 3-1 Die auf Nennleistungsniveau normierte Reaktorleistung (K3). Blaues Band – 95%-Quantil

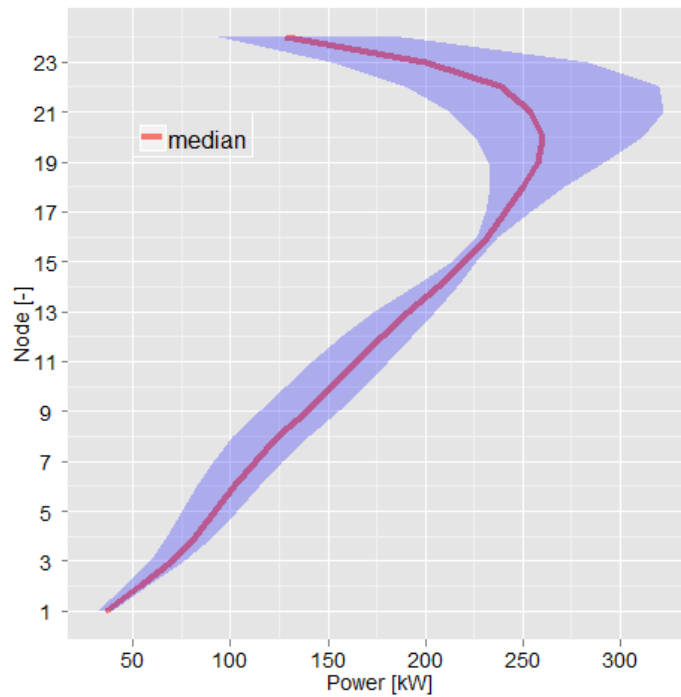


Bild 3-2 Radialgemittelte axiale Leistungsverteilung zu Beginn der Transiente. Blaues Band – 95%-Quantil

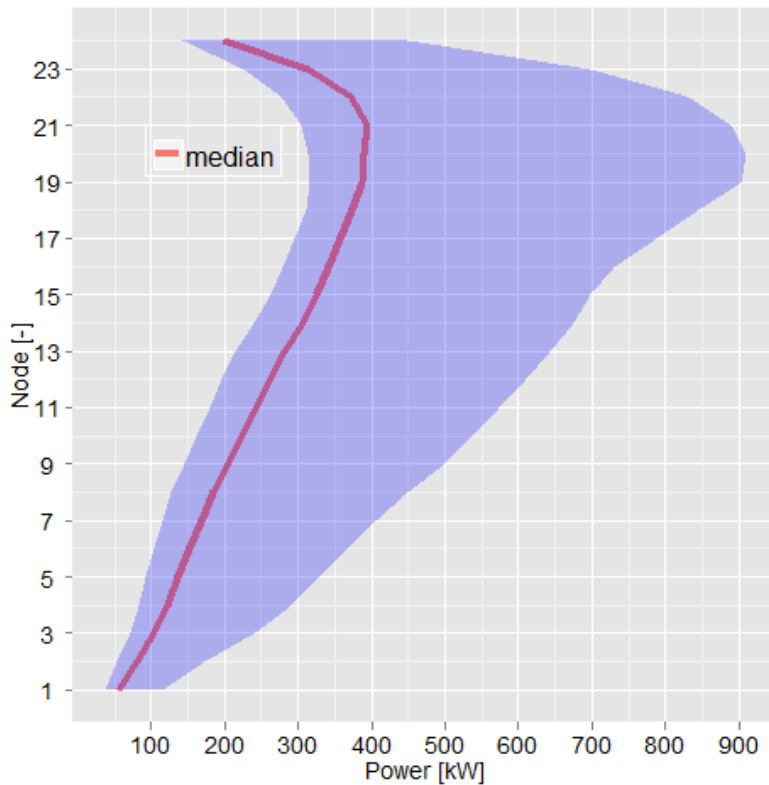


Bild 3-3 Radialgemittelte axiale Reaktorleistung nach 1s. Blaues Band – 95%-Quantil

Der zeitliche Verlauf der Gesamtreaktivität wird im Bild 3-4 dargestellt. Einige der Transienten aus dem 95%-Quantilband erreichen Reaktivitätszufuhrwerte bis zu 470 pcm. Dennoch sind diese Werte so gering, dass keine Transiente aus dem 95%-Quantilband über 8% des Nennleistungsniveaus steigt. Bemerkenswert ist allerdings die 95%-Quantilbandbreite.

Auch das Bild 3-5 der zeitabhängigen Brennstoffzentraltemperatur und das Bild 3-7 des Filmsiedeabstandes demonstrieren die Relevanz der Unsicherheiten.

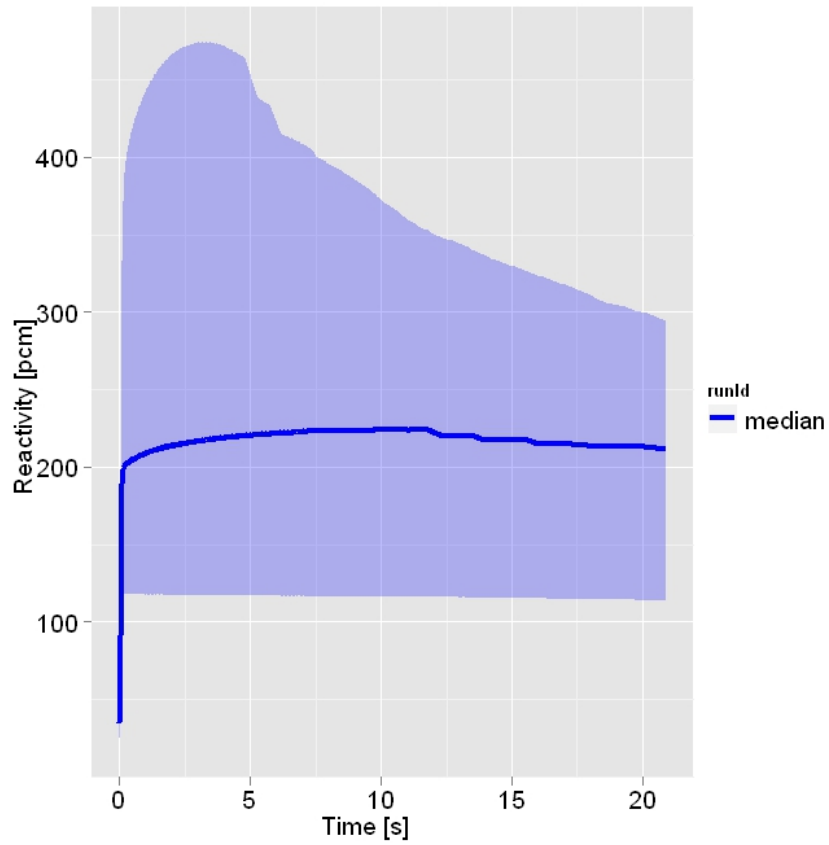


Bild 3-4 Reaktorreaktivität (K3). Blaues Band – 95%-Quantil

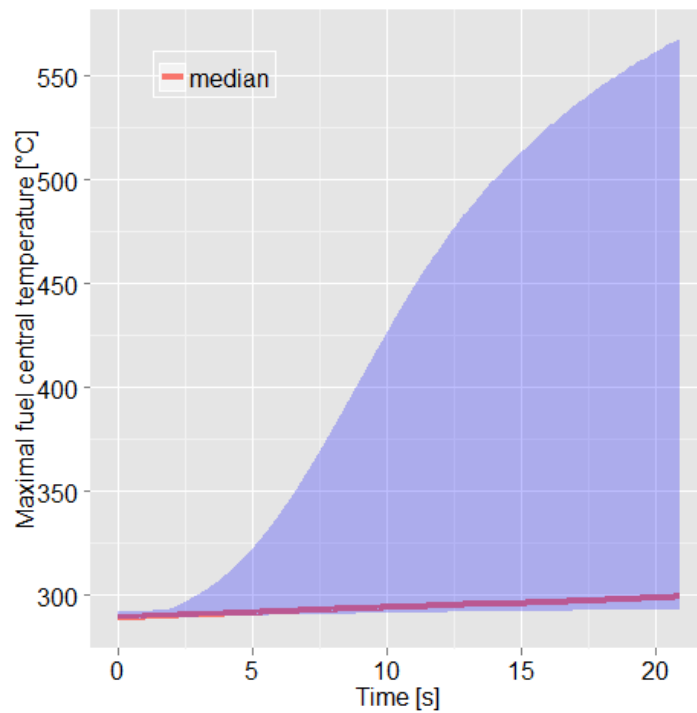


Bild 3-5 Maximale Brennstoffzentraltemperatur. Blaues Band – 95%-Quantil

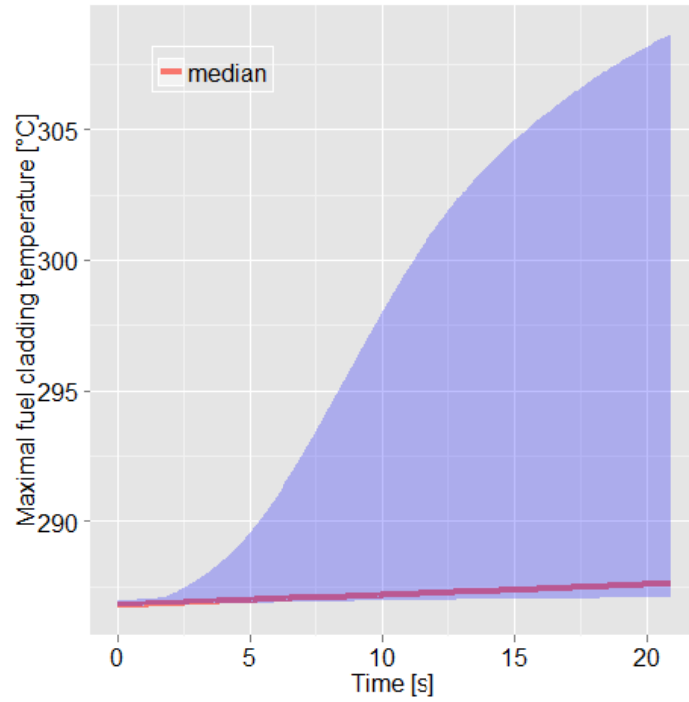


Bild 3-6 Maximale Hüllrohrinnentemperatur. Blaues Band – 95%-Quantil

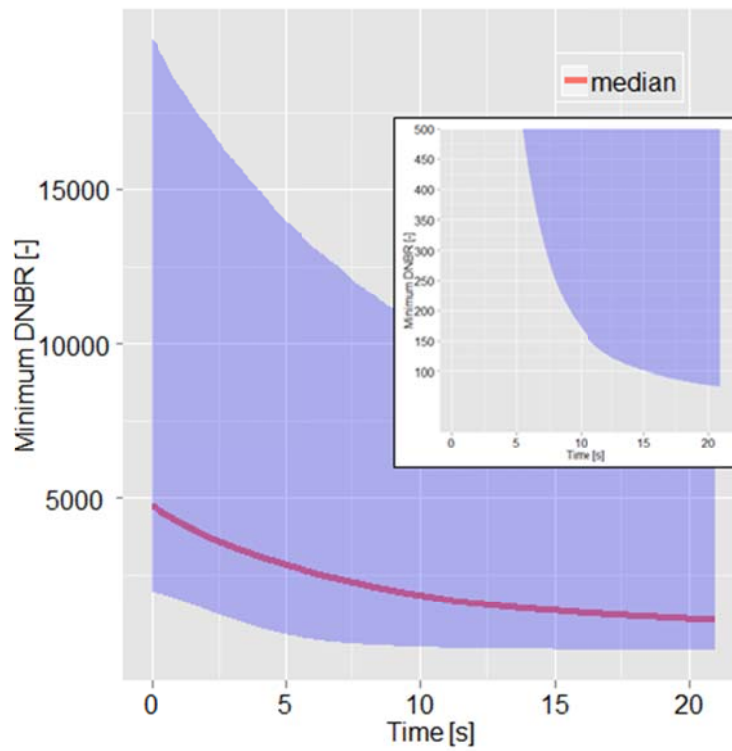


Bild 3-7 Minimaler Filmsiedeabstand. Blaues Band – 95%-Quantil

Von besonderem Interesse sind die berechneten Hüllrohrtemperaturen. Die berechneten zeitlichen Verläufe der höchsten Hüllrohrtemperaturen im gesamten Kern sind in Bild 3-6 gezeigt. Für alle Rechenfälle aus dem 95%-Quantil bleibt die Hüllrohrinnen-temperatur unterhalb von 310 °C.

Für die Bewertung des Brennstabverhaltens bei Reaktivitätsstörfällen wie dem Auswurf eines Steuerelementes ist die radial gemittelte Brennstoffenthalpie bzw. die Brennstoffenthalpieerhöhung maßgebend. Aus experimentellen Ergebnissen für die Brennstabbelastung durch schnelle Leistungspeaks werden hierfür Grenzwerte abgeleitet, bei deren Einhaltung Brennstabdefekte ausgeschlossen werden können. Die aktuellen Grenzwerte für deutsche Anlagen wurden in einer RSK-Stellungnahme festgelegt /RSK1 05/. Als Einheit für die Brennstoffenthalpie werden entweder cal/g oder J/g gewählt, wobei 1 cal gleich 4,1868 J entspricht. Das Bild 3-8 zeigt zeitlichen Verlauf der maximalen Brennstoffenthalpie. Die Werte aus dem 95%-Quantilband liegen deutlich unterhalb der Schadensschwelle von 1170 J/g.

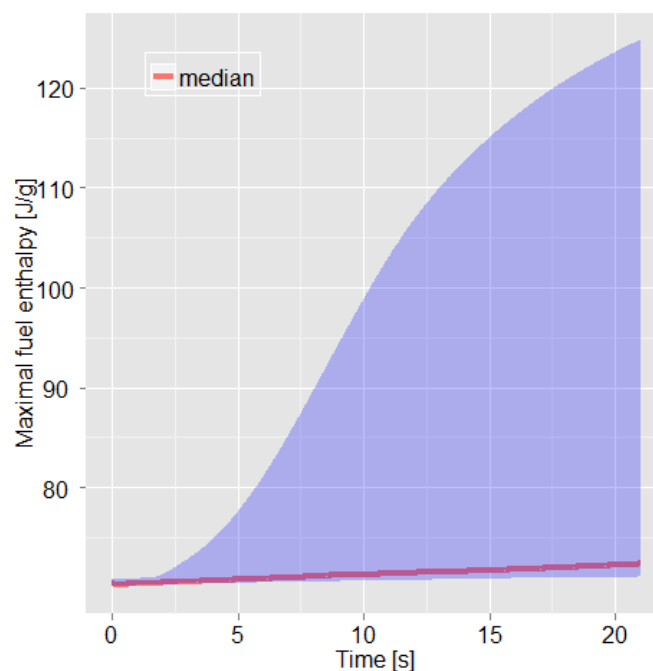


Bild 3-8 Maximale Brennstoffenthalpie. Blaues Band – 95%-Quantil

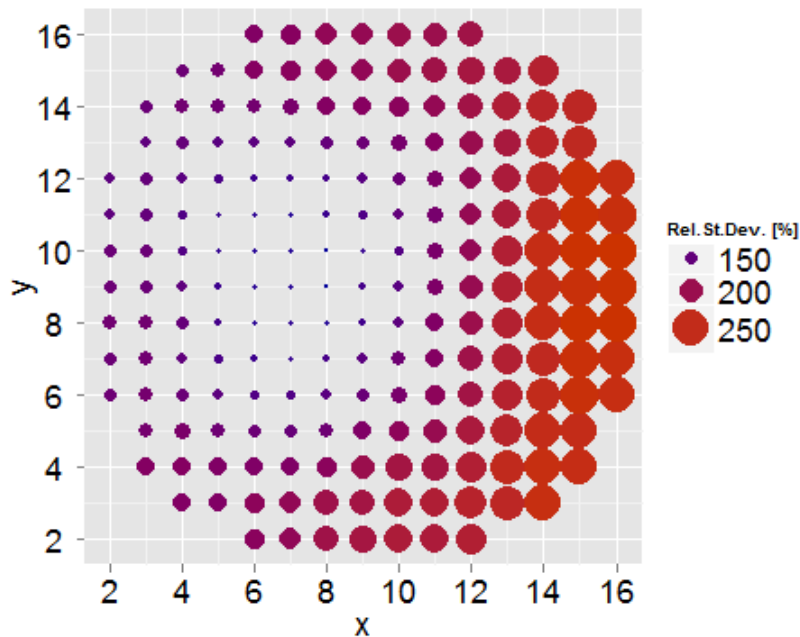


Bild 3-9 Relative Standardabweichung der BE-Leistung zum Zeitpunkt des Plateaus der Reaktivität-Mediane

Die relative Standardabweichung der BE-Leistung zum Zeitpunkt des Plateaus der Reaktivität-Mediane ist im Bild 3-9 dargestellt. Der SE-Auswurf aus der Position L3 (14, 8) führt zu einer asymmetrischen Unsicherheitsverteilung, die die gesamte rechte Hälfte des Reaktorkerns betrifft. Auffallend sind auch die Werte der Standardabweichung, die bis zu 250% des Mittelwertes erreichen.

Die Temperaturverteilung im Brennstab wirkt auf die Neutronenkinetik, die Berechnung der Brennstofftemperaturrückwirkung erfordert also die Festlegung der wirksamen „Doppler“-Temperatur. Dafür wird üblicherweise eine Wichtung aus der Hüllrohrwandtemperatur und der zentralen Brennstofftemperatur angesetzt. Der Standardansatz ist:

$$T_{Doppler} = 0.7T_{surface} + 0.3T_{center} \quad (1)$$

Das Bild 3-10 zeigt brennelementweise Mittelwerte und Standardabweichungen der axialen Maximalwerte der Doppler-Temperatur zum Zeitpunkt des Plateaus der Reaktivitätsmediane. Der maximale Mittelwert der maximalen Doppler-Temperatur wird in der

Brennelementposition (15, 8) erreicht. Dieses Ergebnis zeigt, dass die maximale Doppler-Temperatur nicht im Brennelement mit dem ausgeworfenen Steuerelement auftreten muss, sondern in einem benachbarten Brennelement auftreten kann. Die Unsicherheit in diesem BE beträgt etwa 15% des Mittelwertes.

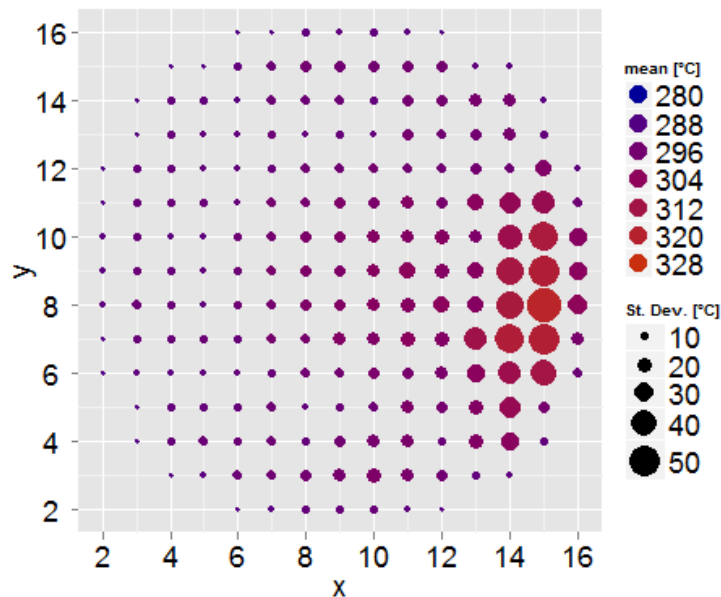


Bild 3-10 Axial maximale Doppler Temperatur zum Zeitpunkt des Plateaus der Reaktivität-Mediane

Die Ergebnisse der Sensitivitätsanalyse werden durch Rangkorrelations-Koeffizienten (RCC) repräsentiert, die als normierte Größen zwischen -1 und +1 liegen. Sie beschreiben den zeitlichen Einfluss eines jeden Eingabeparameters auf die Unsicherheit der betreffenden Ergebnisgröße.

Wie bereits erwähnt, sind bei dem vorliegenden Stichprobenumfang von N=100 RCC-Werten diejenigen, die betragsmäßig kleiner sind als etwa 0.15-0.20, statistisch nicht signifikant. Der Einfluss dieser Eingangsparameter kann daher vernachlässigt werden. Dies bedeutet, dass bei der Ermittlung der Unsicherheit der Eingabeparameter mit geringer Sensitivität ein geringerer Aufwand genügen würde als für Parameter mit großer Sensitivität.

Die Interpretation der Sensitivitätsergebnisse wird hier für die Ergebnisse der Gesamtleistung und maximale Enthalpie vorgenommen, s. Bild 3-11 und Bild 3-12. Es werden nur die Parameter angezeigt, deren Werte im Zeitverlauf betragsmäßig den Wert von 0.3 überschreiten.

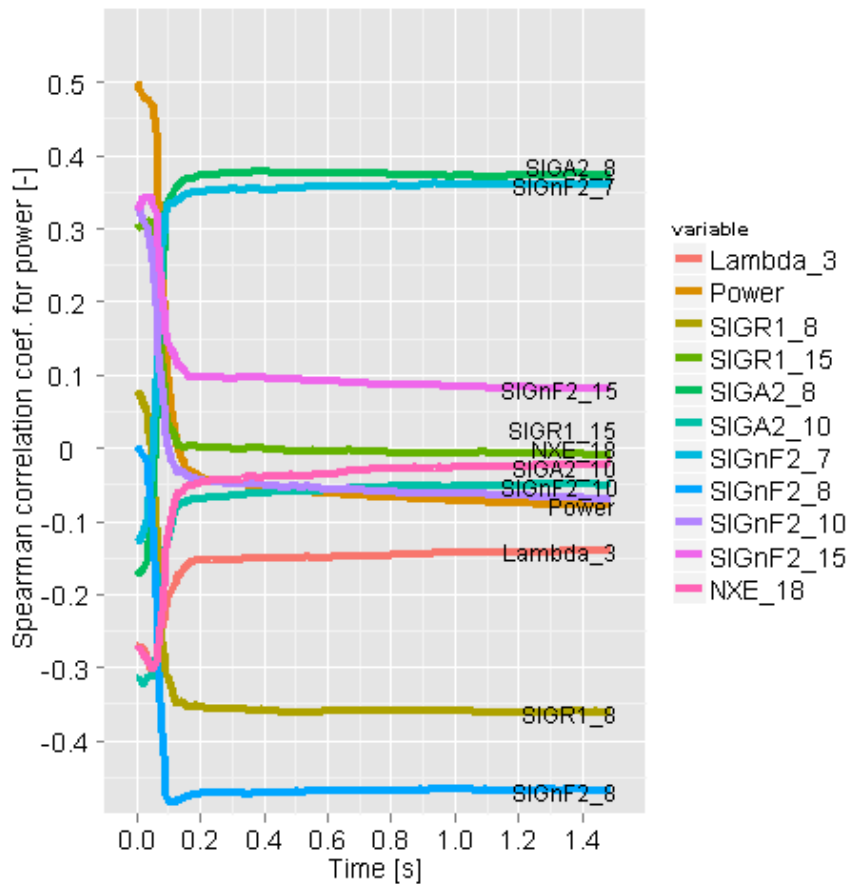


Bild 3-11 Rangkorrelationskoeffizienten als Sensitivitätsmaße für die Gesamtleistung

Zunächst wird der Parameter POWER betrachtet. Sein Sensitivitätskoeffizient ist für die Gesamtleistung (Bild 3-11) positiv und fällt kurz nach dem Transientenbeginn ab. Das bedeutet ebenfalls, dass die Leistung tendenziell steigt (fällt), wenn die Werte dieses Parameters steigen (fallen). Das ist einfach zu erklären, weil sich im stationären Zustand die Gesamtleistung mit Änderung des Power-Parameters unmittelbar verändert.

Als nächstes wird der Parameter SIGnF2_7, der für den Spaltquerschnitt der thermischen Gruppe des BE-Typs 7 steht, betrachtet. Durch diesen wird der Typ des BE mit ausgeworfenem SE dargestellt (Position (14,8), s. Bild 2-1). Der Einfluss des Parame-

ters SIGnF2_7, ausgedrückt durch den RCC (SIGnF2_7) bei kleinen negativen statistisch nicht signifikanten Werten, beginnt nach 0.1 s positive Werte zu zeigen. Das bedeutet, dass nach dem SE-Auswurf die Wirkung des Spaltquerschnittes im BE einsetzt, die die Leistung erhöht.

Bemerkenswert sind die Parameter SIGA2_8, SIGR1_8 und SIGnF2_8, die für den Absorptionsquerschnitt der thermischen Gruppe, den Streuquerschnitt der schnellen Gruppe und den Spaltquerschnitt der schnellen Gruppe des BE-Typs 8 stehen. Die BE dieses Typs befinden sich in der Mitte und am Rand des Kerns (Bild 2-2). Der Einfluss des Parameters SIGA2_8 ist positiv und steigt kontinuierlich, wobei bei Parameter SIGnF2_8 und SIGR1_8 eine negative Veränderung der Werte zu erkennen ist (Bild 3-11).

Andere Parameter spielen kurz nach dem SE-Auswurf keine besondere Rolle (Bild 3-11).

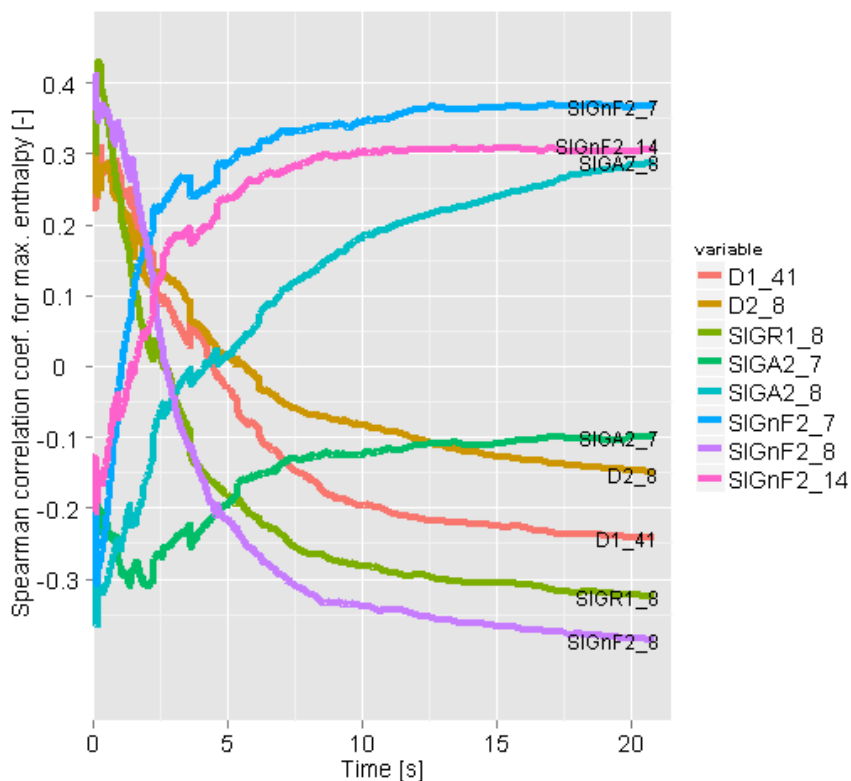


Bild 3-12 Rangkorrelationskoeffizienten als Sensitivitätsmaße für die maximale Enthalpie

Das Bild 3-12 zeigt ebenfalls, dass die maximale Enthalpie tendenziell steigt (fällt), wenn die Werte des Parameters SIGnF2_7 steigen (fallen). Ähnlich wie bei der Gesamtleistung spielen die Sensitivitätskoeffizienten der Parameter SIGA2_8, SGR1_8 und SIGnF2_8 auch für die maximale Brennstoffenthalpie eine wesentliche Rolle. Betrachtet man den Transientenanfang, stellt man fest, dass der Einfluss der Parameter SGR1_8 und SIGnF2_8 bei positiven Werten beginnt, nach 2 s negative Werte erreicht wechselt und dann allmählich weiter sinkt.

Für die maximale Brennstoffenthalpie sind darüber hinaus bedeutend:

- 1) Parameter SIGnF2_14, Spaltquerschnitt der thermischen Gruppe des BE-Typs 14, positiv, d. h. je größer desto höher ist tendenziell die Brennstoffenthalpie.
- 2) Parameter D1_41, Diffusionskonstante der schnellen Gruppe des unteren Reflektors, negativ, d. h. je größer desto niedriger ist tendenziell die Brennstoffenthalpie

Wie es schon oben hingewiesen wurde (siehe S.22) weist die radialgemittelte axiale Leistungsverteilung zu Beginn der Transiente im Knoten #16 nur kleine Unsicherheiten auf (Bild 3-2). Bild 3-13 zeigt die Spearman-Rangkorrelationsfaktoren der unsicheren Parameter als Sensitivitätsmaß für die axiale Leistung zu Beginn der Transiente. Alle Parameter bis auf den „POWER“-Parameter wechseln im Knoten #16 ihre Vorzeichen und liegen sehr nahe bei null. Der „POWER“-Parameter liefert zwar im Knoten #16 den größten Beitrag zur Unsicherheit der axialen Leistung, aber die absoluten Werte der Leistung im NLH-Zustand sind nicht in der Lage die axiale Leistungsverteilung wesentlich zu beeinflussen. Als Folge ergeben die kleinen Werte der Rangkorrelationskoeffizienten relativ enge 95%-Quantilbandbreite. Im Gegensatz zu der axialen Anfangsleistung zeigen die Rangkorrelationskoeffizienten für die radialgemittelte axiale Reaktorleistung nach 1s deutlich anderes Verhalten (Bild 3-14). Die Korrelationskoeffizienten verlaufen fast über die gesamte Höhe des Reaktorkerns nahezu unverändert. Nur im oberen Bereich des Kerns nehmen die Werte der Korrelationskoeffizienten ab. Diese Unterschiede sind im Wesentlichen durch unterschiedliche Leistungs- und Brennstofftemperaturwerte vor und nach der Transiente begründet.

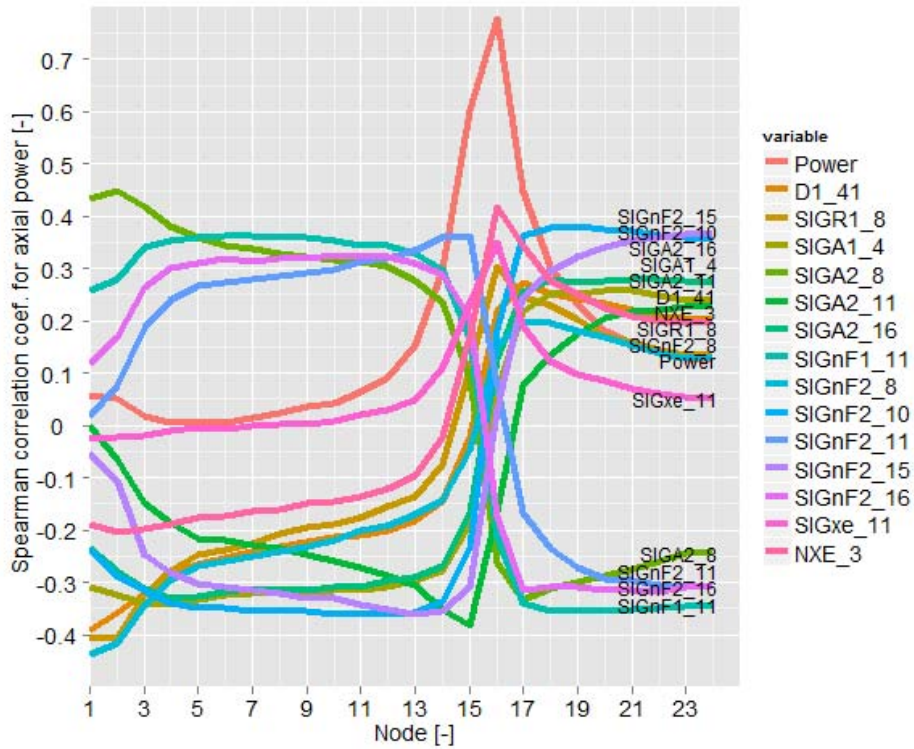


Bild 3-13 Rangkorrelationskoeffizienten für die radialgemittelte axiale Leistungsverteilung zu Beginn der Transiente

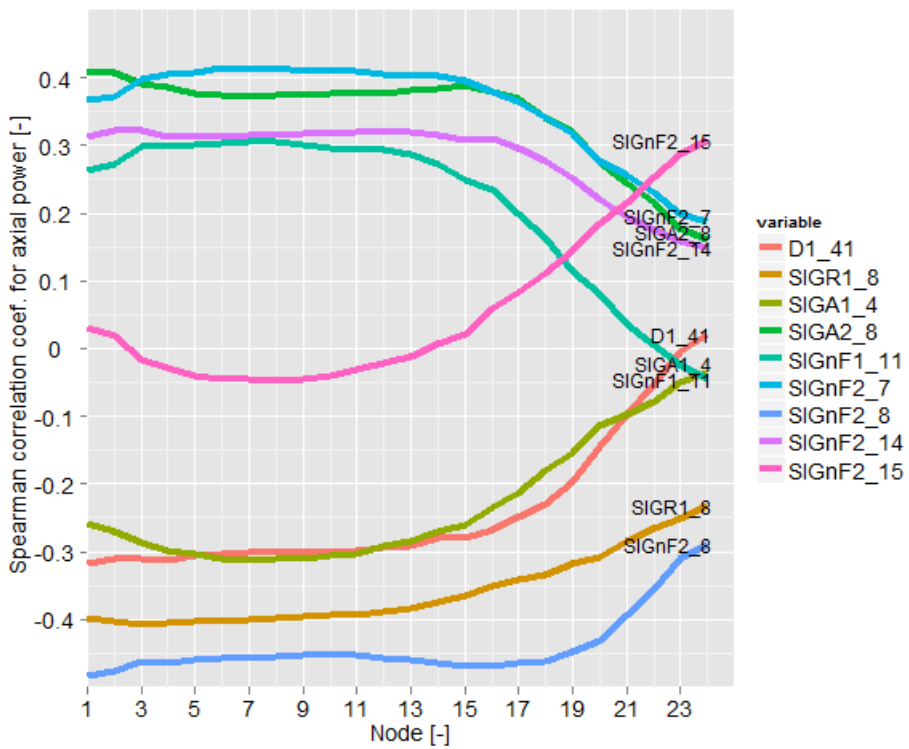


Bild 3-14 Rangkorrelationskoeffizienten für die radialgemittelte axiale Reaktorleistung nach 1s

3.1.2 E0

Ähnlich wie beim K3 SE-Auswurf (Kapitel **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.**) beinhaltet das zeitabhängige Bild 3-15 den Mittelwert, den Median und das 95%-Quantil der normierten Reaktorleistung.

Die Median- und 95%-Quantilwerte der radialgemittelten axialen Leistungsverteilungen zu Beginn und 1 s nach dem (SE)-Auswurf werden auf dem Bild 3-16 und Bild 3-17 dargestellt. Es ist festzustellen, dass die Leistung im oberen Kernbereich am stärksten beeinflusst wird.

Der zeitliche Verlauf der Gesamtreaktivität wird im Bild 3-18 dargestellt. Einige der Transienten aus dem 95%-Quantilband erreichen die Reaktivitätszufuhrwerte bis zu 600 pcm. Dennoch, ähnlich wie im vorherigen Fall (Kapitel 3.1.1), sind auch diese Werte gering und keine Transiente aus dem 95%-Quantilband über die 10 % des Nennleistungsniveaus steigt. Allerdings bemerkenswert ist die 95%-Quantilbandbreite.

Die berechneten zeitlichen Verläufe der maximalen Brennstoffzentraltemperatur und höchsten Hüllrohrtemperaturen im gesamten Kern werden in Bild 3-19 und Bild 3-20 gezeigt.

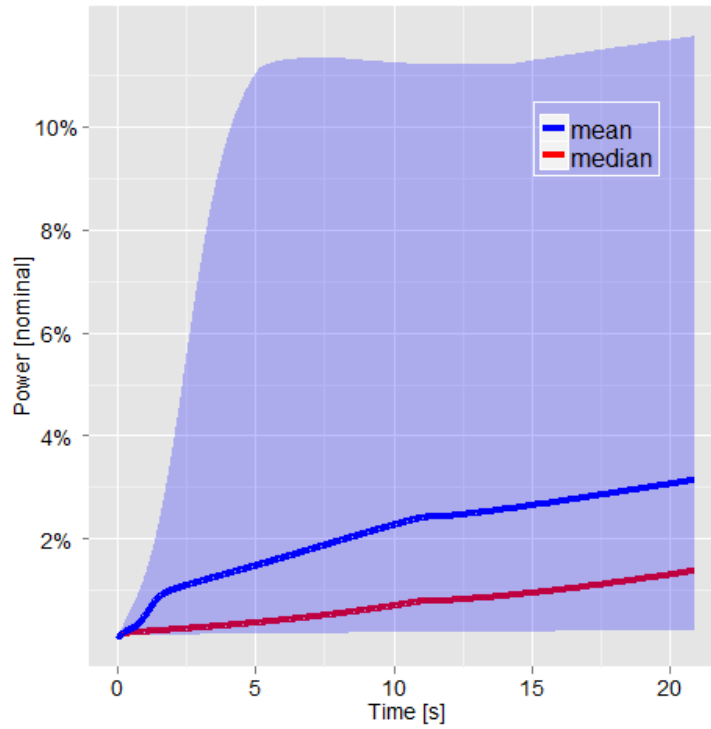


Bild 3-15 Die auf Nennleistungsniveau normierte Reaktorleistung. Blaues Band – 95%-Quantil

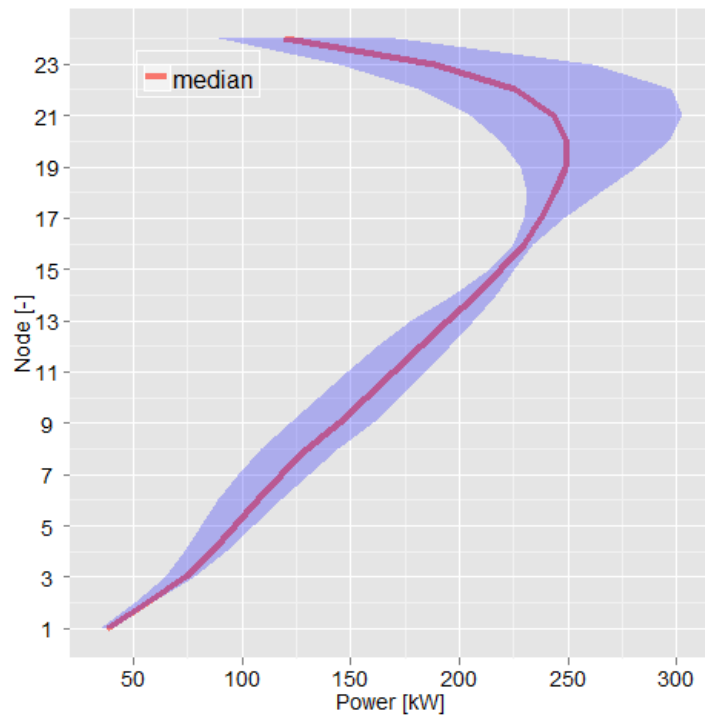


Bild 3-16 Radialgemittelte axiale Leistungsverteilung zu Beginn der Transiente. Blaues Band – 95%-Quantil

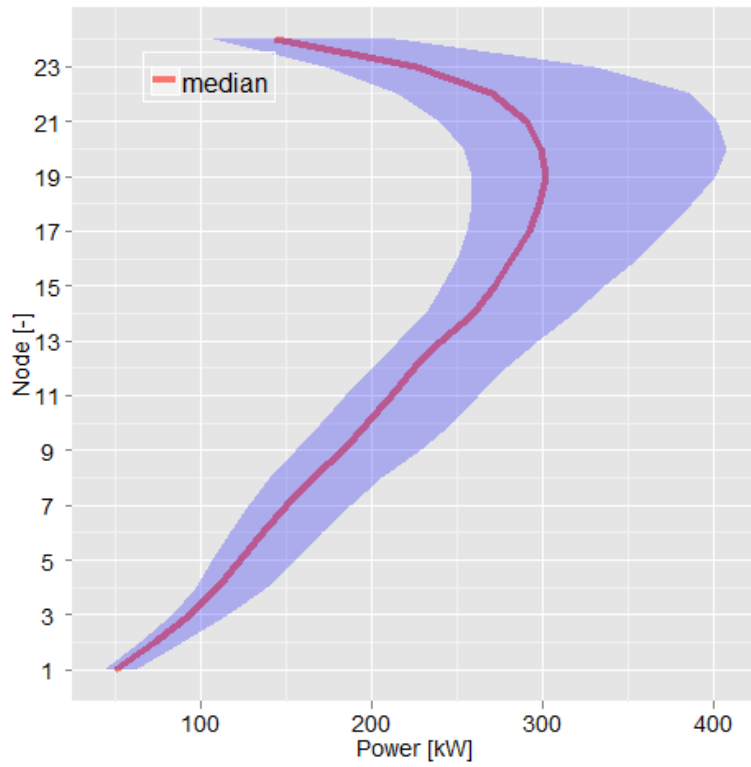


Bild 3-17 Axiale Reaktorleistung nach 0.1s

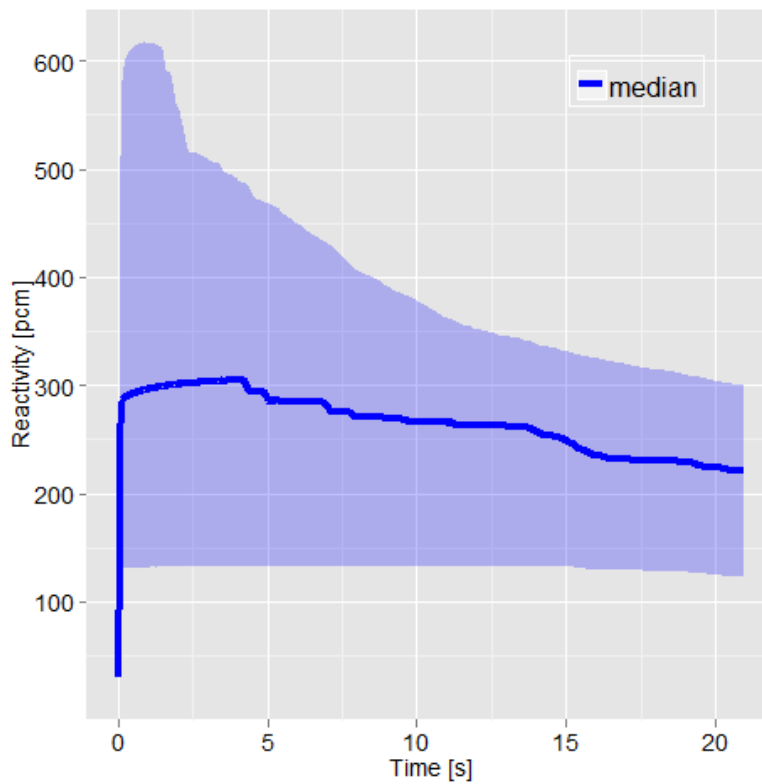


Bild 3-18 Reaktorreaktivität

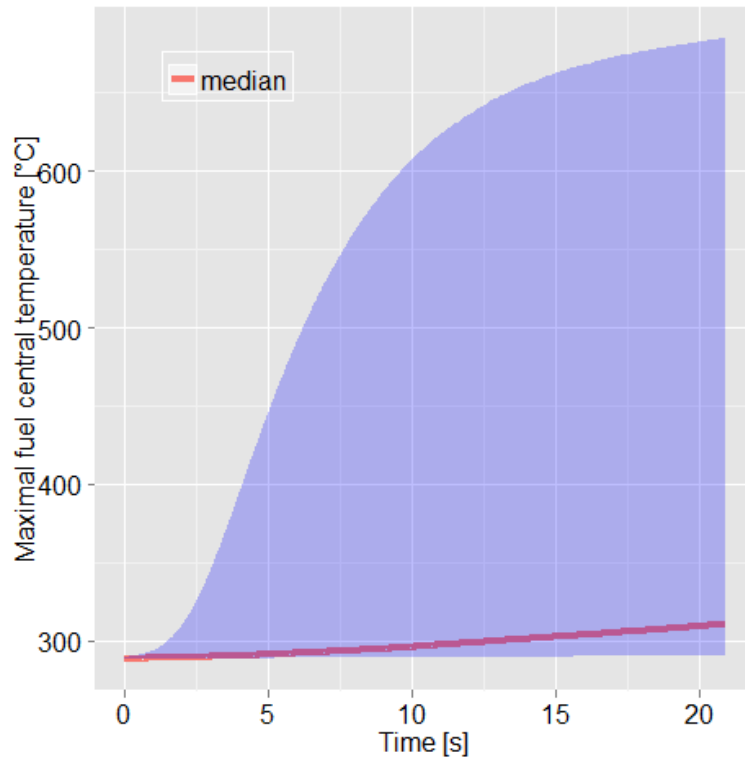


Bild 3-19 Maximale Brennstoffzentraltemperatur

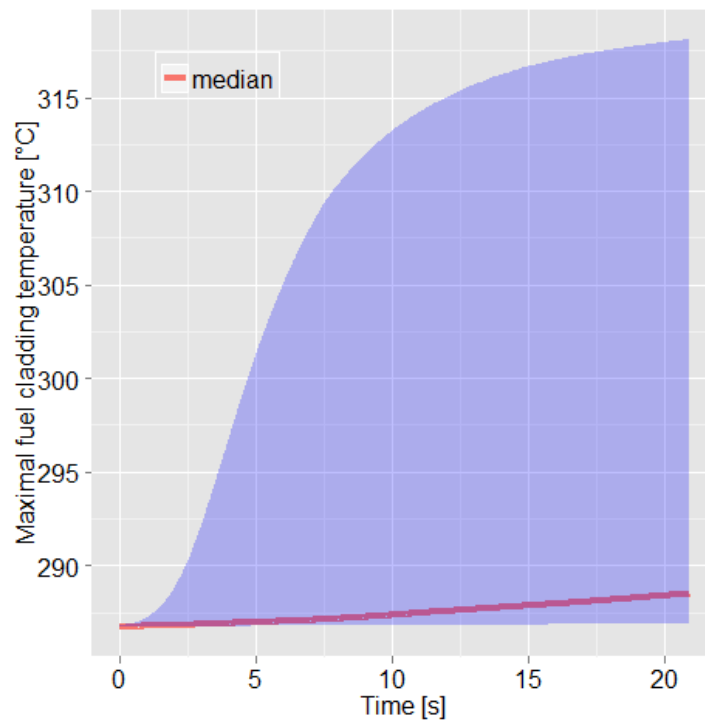


Bild 3-20 Maximale Hüllrohrinnentemperatur

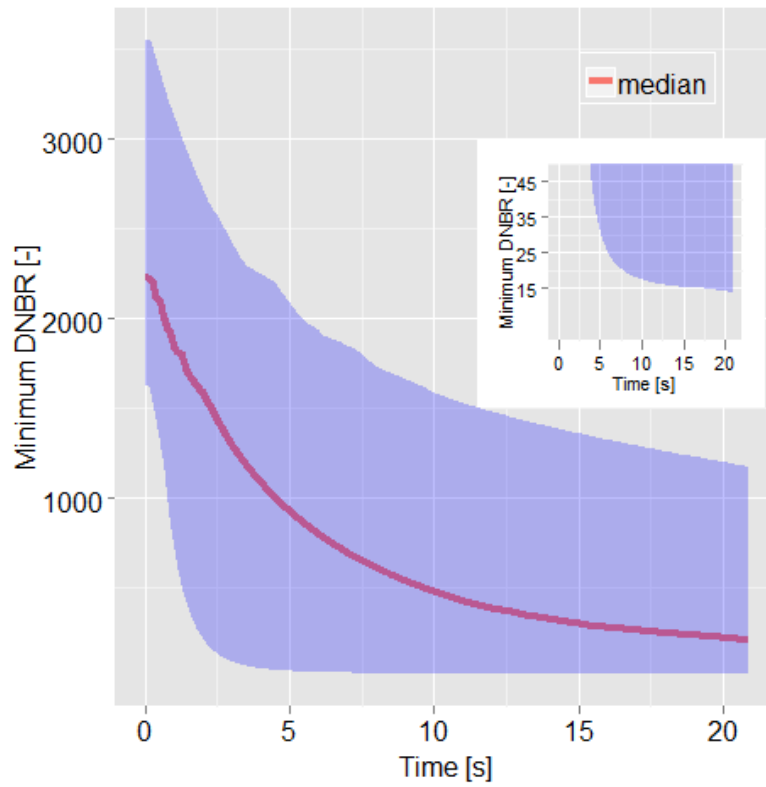


Bild 3-21 Minimaler Filmsiedeabstand

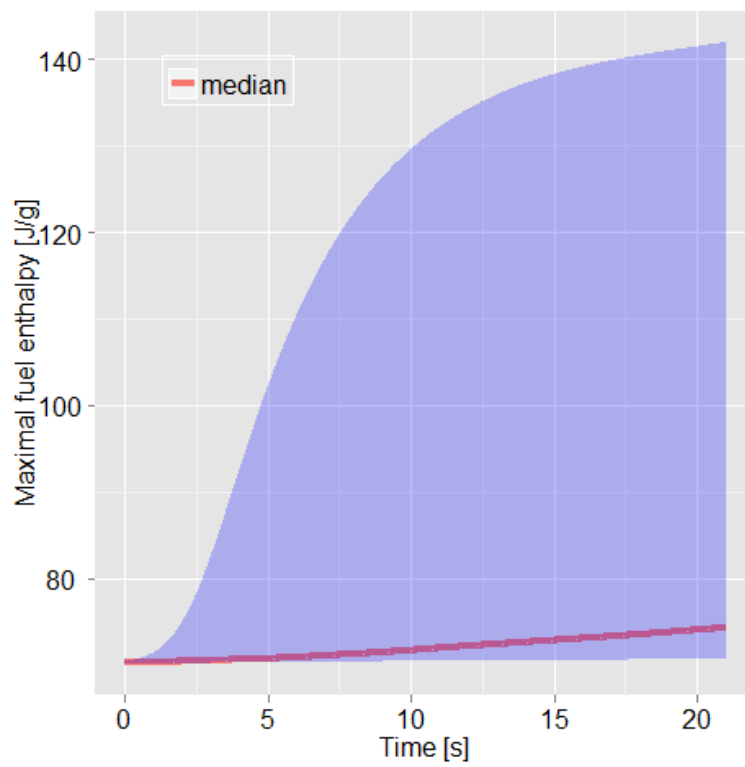


Bild 3-22 Maximale Brennstoffenthalpie

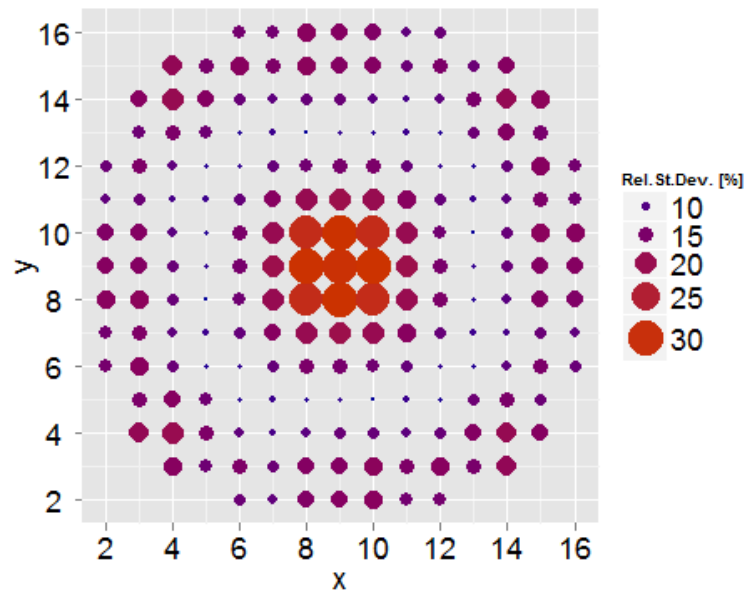


Bild 3-23 Relative BE-Leistung zum Zeitpunkt $t=0$ s.

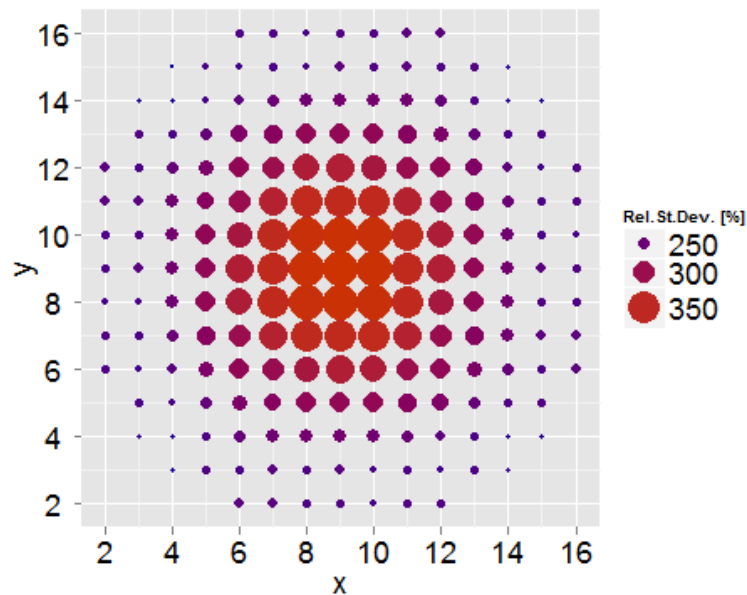


Bild 3-24 Relative BE-Leistung zum Zeitpunkt des mittleren Reaktorreaktivitätspeaks

Für den SE-Auswurf aus der Mitte des Kerns bleibt die radiale Verteilung der relativen Standardabweichung der Reaktorleistung symmetrisch und zu dem Zeitpunkt des mittleren Reaktorreaktivitätspeaks steigt bis zu 350% des Mittelwertes (Bild 3-23 und Bild 3-24).

Das Bild 3-25 zeigt brennelementweise Mittelwerte und Standardabweichungen der axialen Maximalwerte der Doppler-Temperatur zum Zeitpunkt $t=15$ s. Die maximalen Mittelwerte der maximalen Doppler-Temperatur werden in Brennelementpositionen (8, 9), (9, 8), (9, 10) und (10, 9) erreicht. Dieses Ergebnis zeigt, dass die maximale Doppler-Temperatur nicht im Brennelement mit dem ausgeworfenen Steuerelement auftreten muss, sondern in den benachbarten Brennelementen auftreten kann. Die Unsicherheit in diesem BE beträgt etwa 50% des Mittelwertes und ist größer als in dem Fall K3.

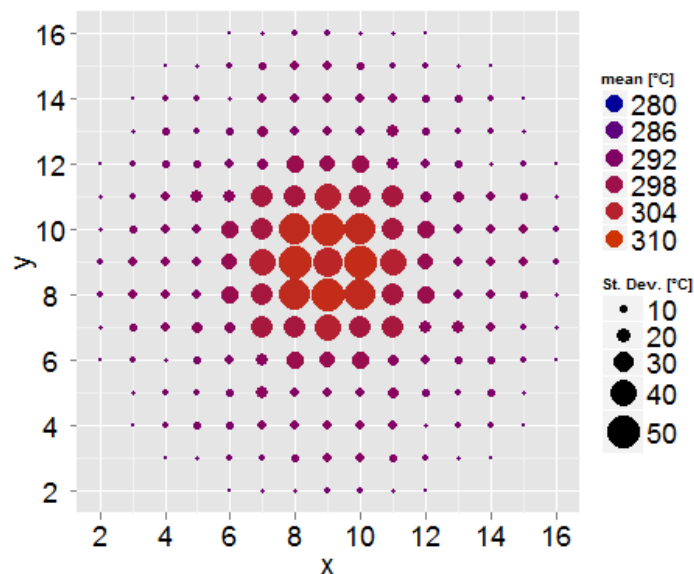


Bild 3-25 Axial maximale Doppler Temperatur $t=15$ sec

Bild 3-26 und Bild 3-27 stellen die Sensitivitätsergebnisse für die Gesamtleistung und die maximalen Enthalpie dar. Der Parameter POWER hat einen ähnlichen Zeitverlauf wie bei dem im Kapitel **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** untersuchten K3-SE-Auswurf.

Allerdings haben die Parameter SIGA2_8, SIGR1_8 und SIGnF2_8 eine gegensätzliche Auswirkung auf die Gesamtleistung (Bild 3-11 und Bild 3-26). Während die Parameter SIGR1_8 und SIGnF2_8 nach SE-Auswurf positive Werte haben, wirkt der Parameter SIGA2_8 auf die Gesamtleistung positiv.

Auch auf die Enthalpie wirken sich die Parameter SIGA2_8, SIGR1_8 und SIGnF2_8 anders als im K3-SE-Auswurf aus (Bild 3-12 und Bild 3-27). Für den E0-SE-Auswurf wechseln die Parameter SIGA2_8, SIGR1_8 und SIGnF2_8 das Vorzeichen nicht. Dies bedeutet, dass die räumliche Position des ausgeworfenen SE einen signifikanten Einfluss auf die Sensitivität der Gesamtleistung und der Enthalpie hat.

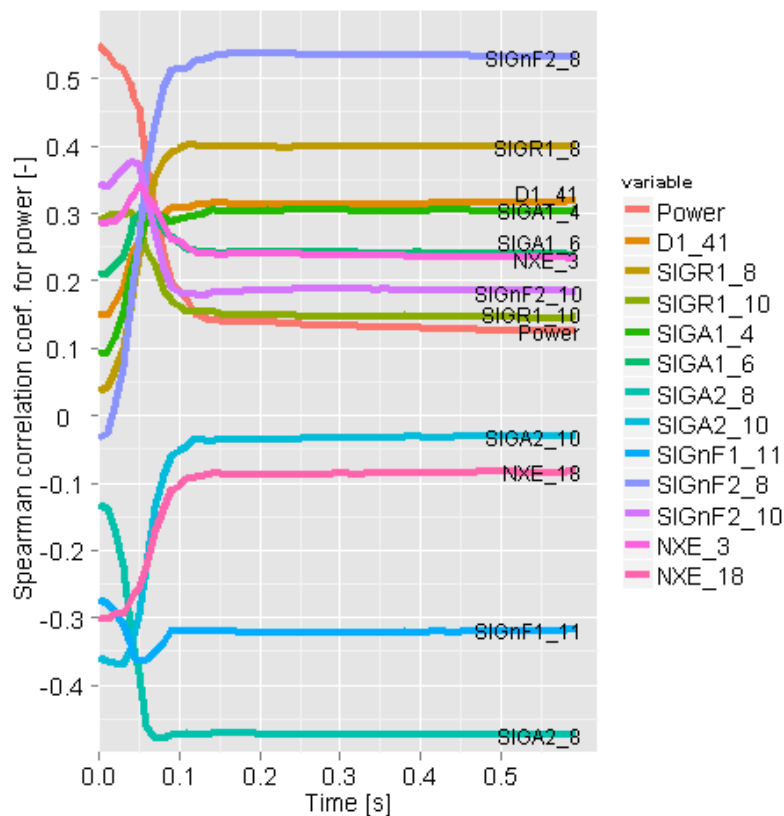


Bild 3-26 Rangkorrelationskoeffizienten als Sensitivitätsmaße für die Gesamtleistung

Für die Gesamtleistung und maximale Enthalpie sind darüber hinaus bedeutend:

- 1) Parameter SIGnF1_11, Spaltquerschnitt der schnellen Gruppe des BE-Typs 11, negativ, d. h. je größer desto niedriger ist tendenziell die Brennstoffenthalpie

- 2) Parameter D1_41, Diffusionskonstante der schnellen Gruppe des unteren Reflektors, positiv, d. h. je größer desto höher ist tendenziell die Brennstoffenthalpie.
- 3) Parameter SIGA1_4, Absorptionsquerschnitt der schnellen Gruppe des BE-Typs 4, positiv, d. h. je größer desto höher ist tendenziell die Brennstoffenthalpie.

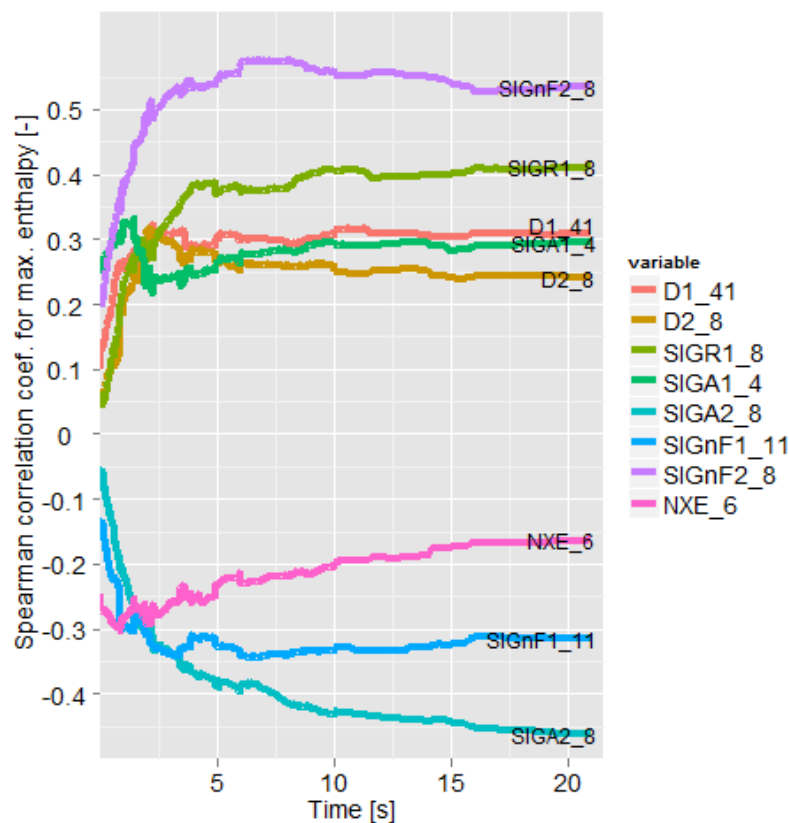


Bild 3-27 Rangkorrelationskoeffizienten als Sensitivitätsmaße für die maximale Enthalpie

3.2 SE-Auswurf aus 30% der Nennleistung

Die Ergebnisse der Transientenberechnungen sind in den Bildern 3-28 -- **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** dargestellt. Ausgangszustand für die Berechnungen ist eine Reaktorleistung von 30% der Nennleistung. Die erhöhte Anfangsleistung führt zu den ausgeprägten Peaks in der Reaktorleistung und der Reaktorreaktivität (Bild 3-28 und Bild 3-31). Die axialen Reaktorleistungsverteilungen zum Be-

ginn der Transiente (**Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.**) und nach 4 s (Bild 3-30) zeigen, dass die stärkere Unsicherheiten im unteren Bereich des Reaktorkerns auftreten.

Die zeitabhängigen Bilder 3-32 - 3-35 beinhalten die Mittelwerte, die Mediane und die 95%-Quantile der maximalen Brennstoffzentraltemperatur, der maximalen Hüllrohrtemperatur, des minimalen Filmsiedeabstandes und der maximalen Brennstoffenthalpie.

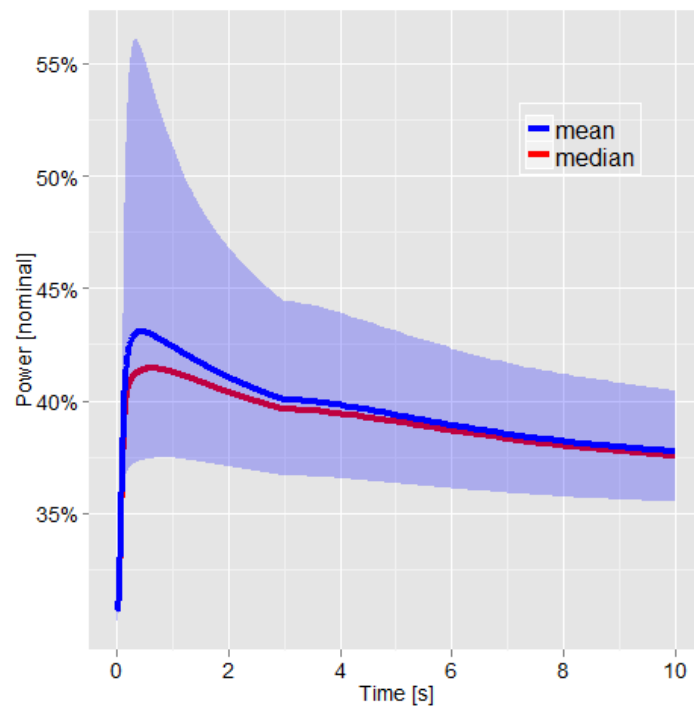


Bild 3-28 Reaktorleistung

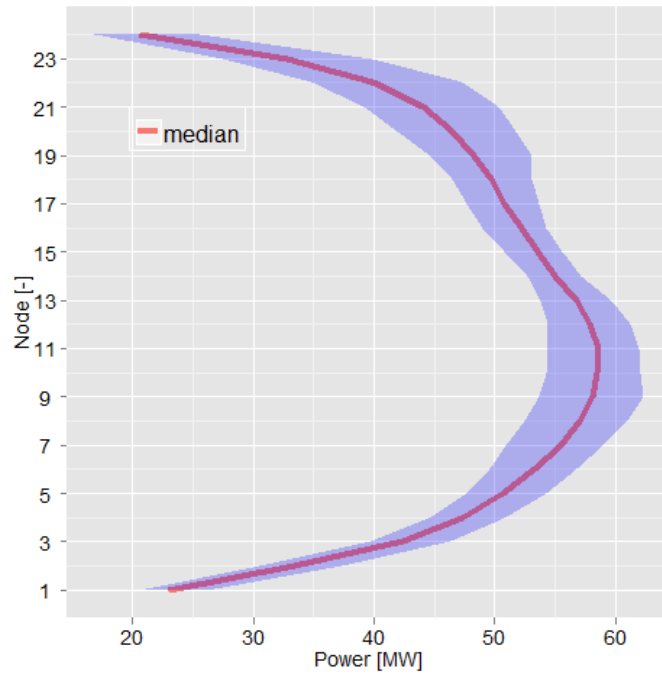


Bild 3-29 Axiale Reaktorleistung zum Transientenbeginn

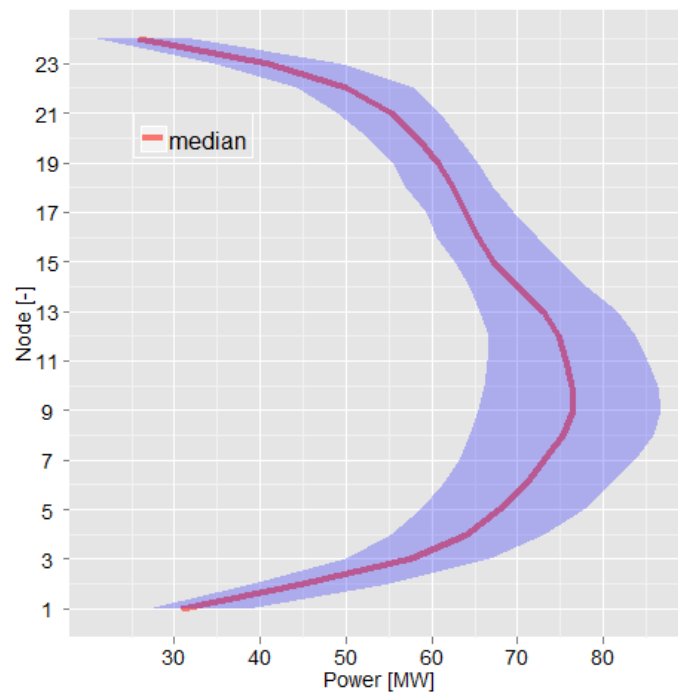


Bild 3-30 Axiale Reaktorleistung nach 4s

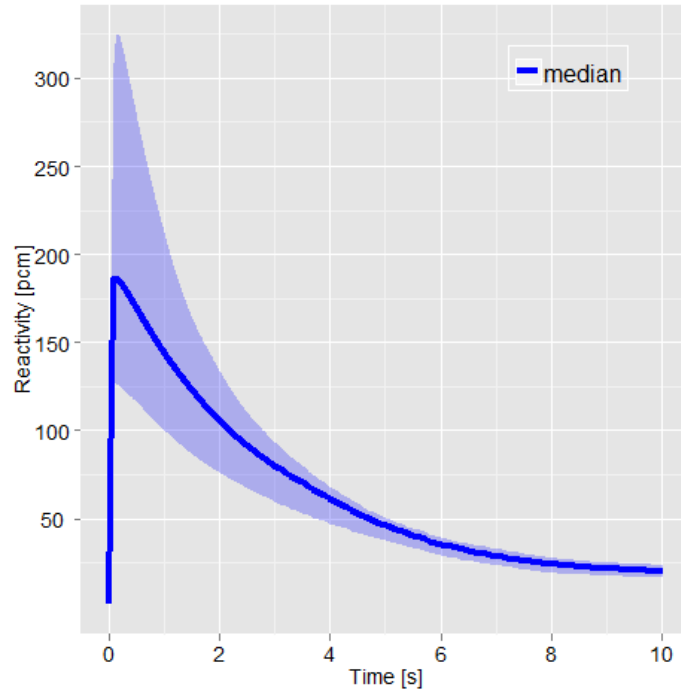


Bild 3-31 Reaktorreaktivität

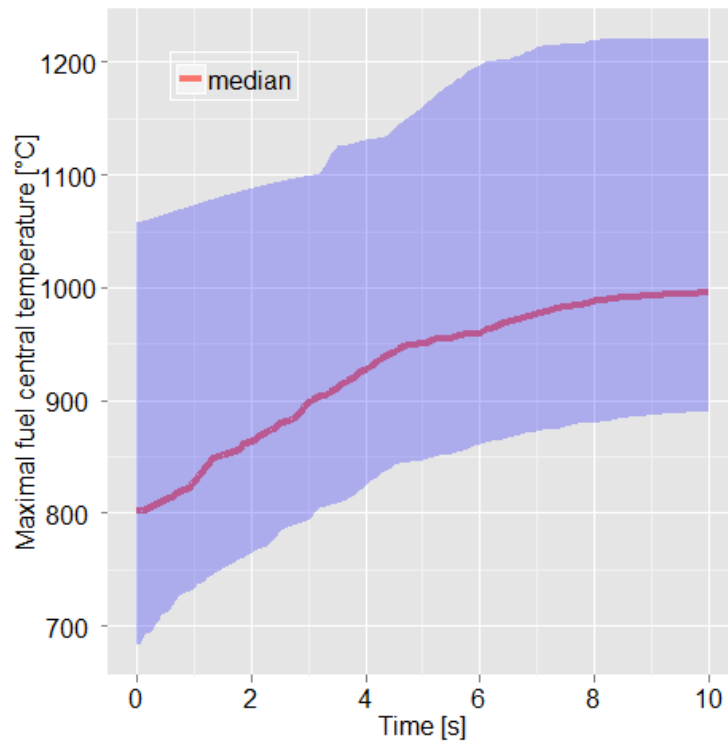


Bild 3-32 Maximale Brennstoffzentraltemperatur

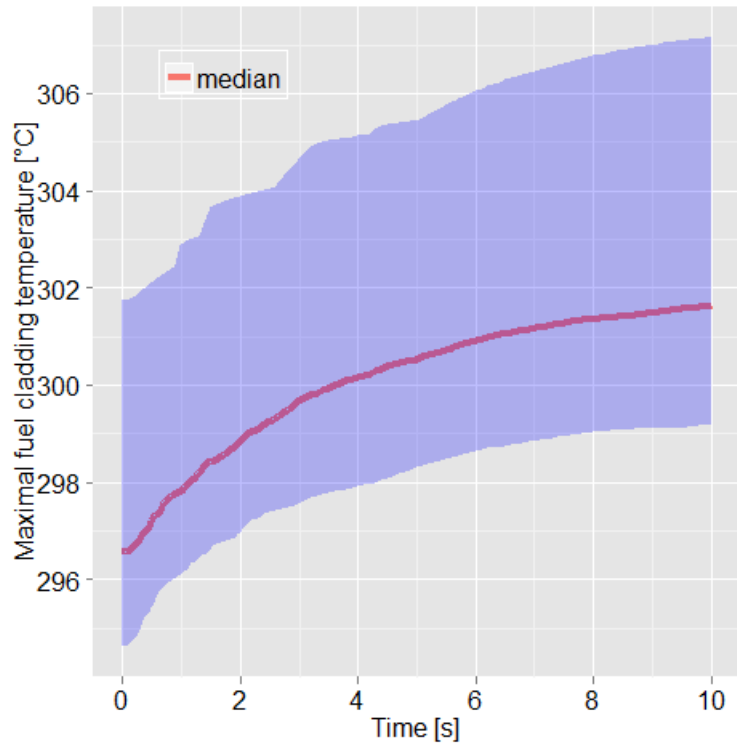


Bild 3-33 Maximale Hüllrohrinnentemperatur

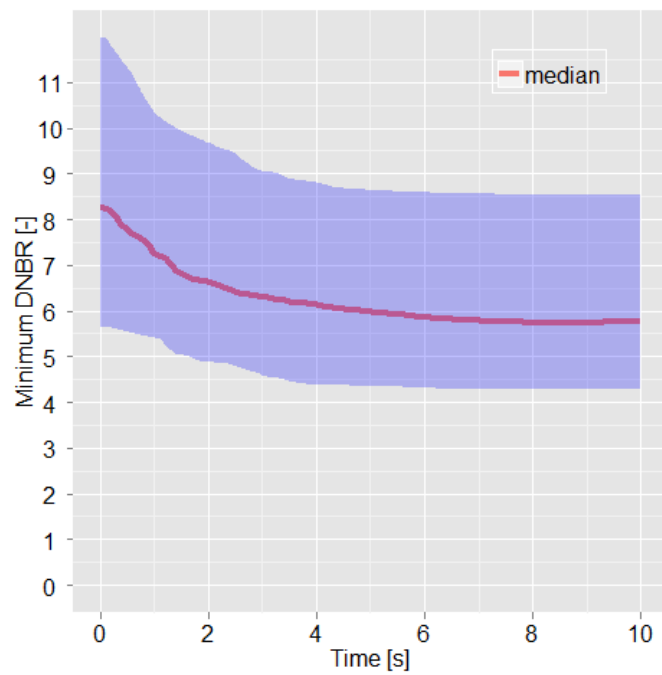


Bild 3-34 Minimaler Filmsiedeabstand

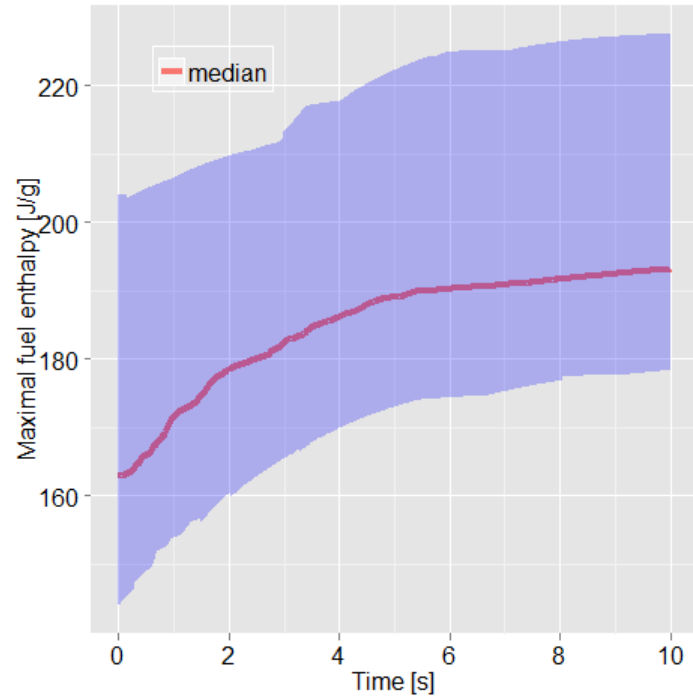


Bild 3-35 Maximale Brennstoffenthalpie

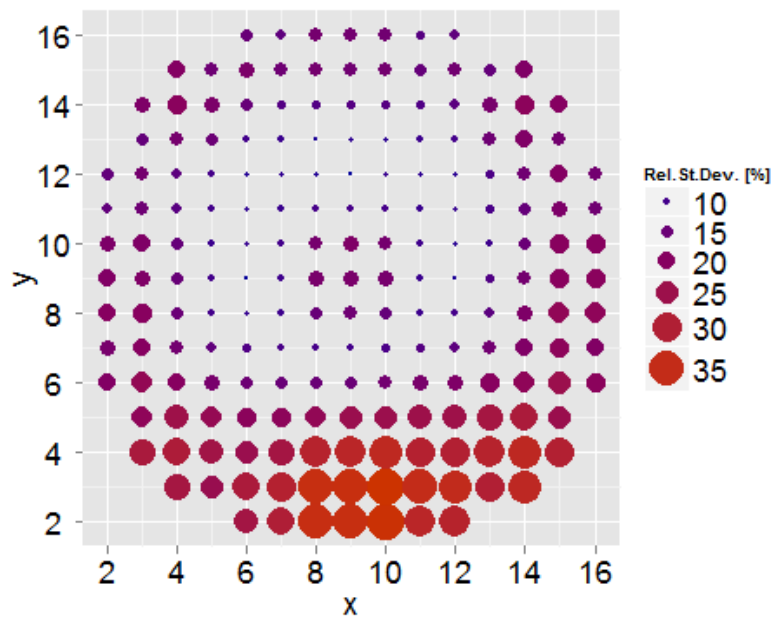


Bild 3-36 Relative BE-Leistung zum Zeitpunkt der maximalen mittleren Gesamtleistung

Auffallend im Bild 3-36 ist die asymmetrische relative Standardabweichung der BE-Leistung zum Zeitpunkt der maximalen mittleren Gesamtleistung. Der Hauptanteil der Unsicherheit von der BE-Leistung wird in der Umgebung des ausgeworfenen SE erzeugt.

Die berechneten axialen maximalen Doppler-Temperaturverteilungen zum Beginn der Transiente und nach 6 s sind in den Bildern 3-37 und 3-38 dargestellt. Man erkennt den lokalen Anstieg der Standardabweichung in der Umgebung des ausgeworfenen SE.

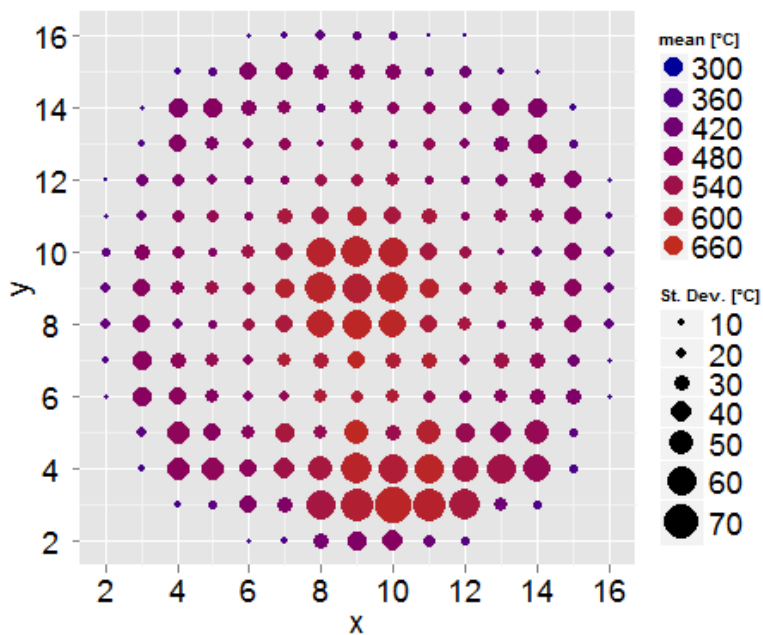


Bild 3-37 Axial maximale Doppler Temperatur t=6sec

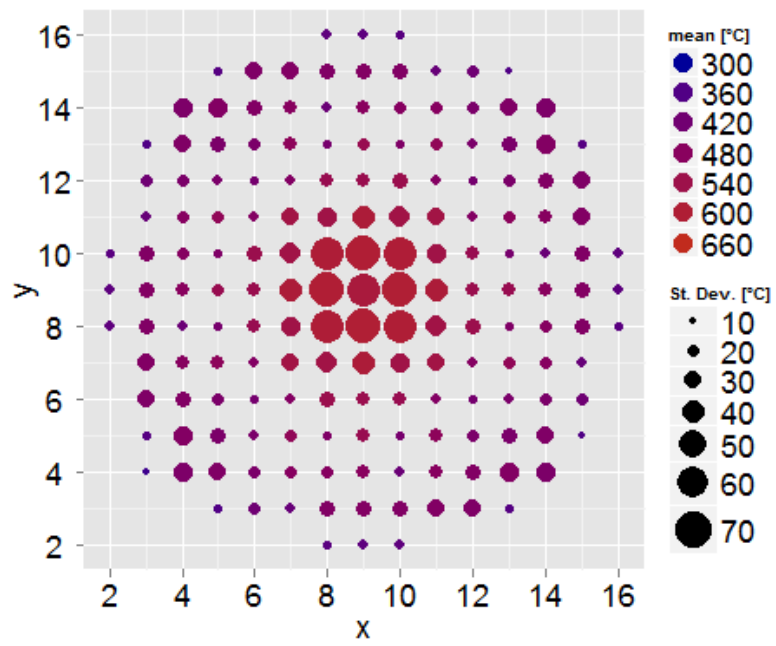


Bild 3-38 Axial maximale Doppler Temperatur t=0sec

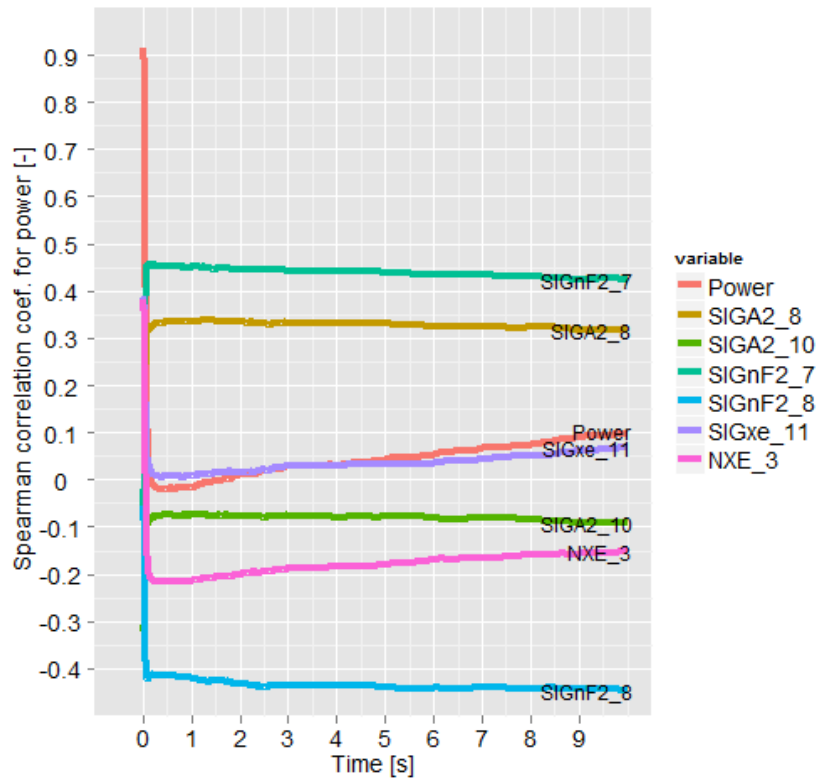


Bild 3-39 Rangkorrelationskoeffizienten als Sensitivitätsmaße für die Gesamtleistung

Für die Sensitivitätsanalyse wird zunächst die Ergebnisgröße Gesamtleistung betrachtet (Bild 3-39). Zu Beginn der Transiente hat in diesem Fall der Sensitivitätskoeffizient des Parameters POWER den größten Wert. Nach dem Transientenbeginn nimmt dieser Einfluss stark ab. Andere Parameter haben ähnliche Zeitverläufe wie in dem K3-SE-Auswurf Fall (vgl. Bild 3-11).

Ein wesentlicher Unterschied zu den vorher betrachteten Fällen besteht darin, dass einer der größten Einflüsse auf den Unsicherheitsbereich der maximalen Enthalpie während des SE-Auswurfs aus der Spaltweite zwischen Brennstoff und Hüllrohr des Brennstabs (Parameter Fuel_Clad_Gap, positiv, s. Bild 3-40) resultiert. Die zunehmende Spaltweite zwischen Brennstoff und Hüllrohr führt tendenziell zu einer höheren maximalen Brennstoffenthalpie und umgekehrt. Während der Reaktivitätszufuhrphase ist die in den Brennstäben produzierte Wärme von großer Bedeutung für die Höhe der maximalen Brennstoffenthalpie. Diese wird vor allem von der Wärmeleitung im Spalt beeinflusst.

Auch der Parameter SIGnF2_7 steigt, ähnlich wie bei dem Fall „K3“, mit der Zeit an, d.h. er wird beitragsmäßig größer. Das ist plausibel, da die Brennstoffenthalpie wegen des steigenden Spaltquerschnittes zunimmt.

Die weiteren Parameter beeinflussen die Transiente nur gering (Bild 3-40).

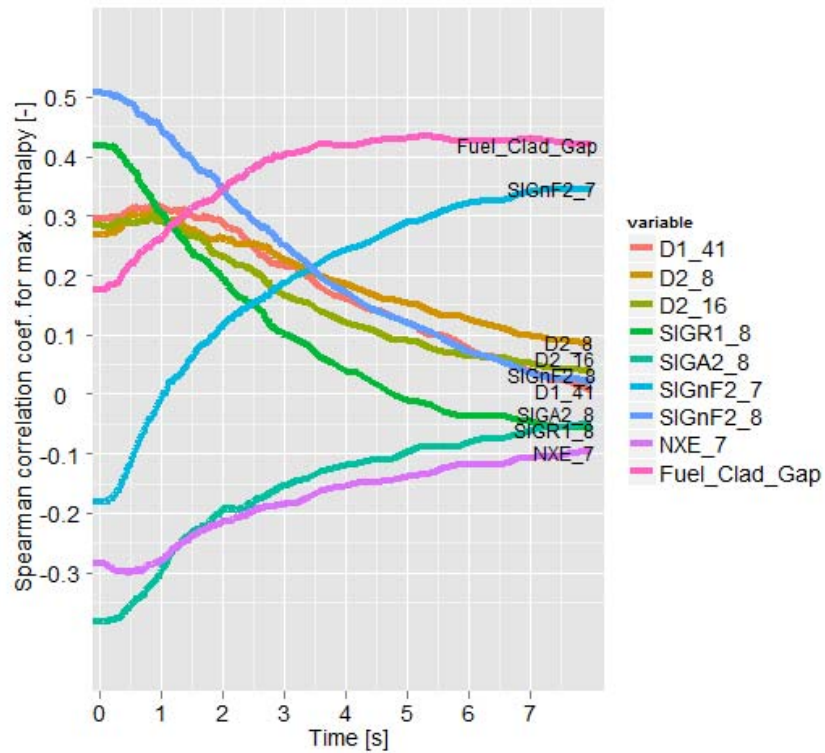


Bild 3-40 Rangkorrelationskoeffizienten als Sensitivitätsmaße für die maximale Enthalpie

4 Generische Identifikation der unsicheren Parameter für SWR

Für SWR wurden im Rahmen dieses Projektes Szenarien, bestimmende Phänomene und Parameter für die in Frage kommenden Ereignisse und Störfälle grundlegend neu betrachtet und hinsichtlich der einflussnehmenden Variablen bewertet .

4.1 Einleitende Ereignisse

Im Rahmen von Genehmigungsverfahren werden typischerweise folgende Ereignisse im Zusammenhang mit Reaktivitätsstörungen betrachtet:

- 1) Im Reaktorkern erzeugte Störungen
 - a) Einfahren bzw. Einschießen von Steuerstäben (Einfahren gemäß Fahrfolge, Pulkeinfahren, Sammeleinfahren, Einschießen einzelner Steuerstäbe, RESA)
 - b) Ausfahren von Steuerstäben (Ausfahren des wirksamsten Steuerstabes bei Volllast, Ausfahren gemäß Fahrfolge, Anfahrstörfall - Ausfahren einzelner Steuerstäbe bei Nulllast)
- 2) Betriebstransienten
 - a) Turbinenschnellschluss/Lastabwurf mit und ohne Umleitstation und Durchdringungsabschluss der Frischdampfleitungen
 - b) Ausfall der Kühlmittelumwälzpumpen mit und ohne Neutronenflussschwingungen
 - c) Hochlaufen der Kühlmittelumwälzpumpen
 - d) Fehlöffnen von Turbinen- und/oder Umleitstellventilen
 - e) Ausfall der HD-Vorwärmer
 - f) Kurzzeitiger Ausfall der Eigenbedarfsversorgung

Im Rahmen der betrieblichen Nachweise ist zu zeigen, dass für alle diese Ereignisse, resp. für den abdeckenden Fall die folgende Bedingung eingehalten wird:

$$MASL_A - \Delta MASL_{trans} \geq MASL_{99,9}$$

mit:

$MASL$ Minimaler Abstand zur Siedeübergangsleistung

$\Delta MASL_{trans}$ transiente Abnahme des $MASL$

$MASL_{99,9}$	MASL bei dem der Erwartungswert für die Zahl der Siedeübergänge im Kern maximal 0,1 % der Gesamtzahl der Brennstäbe beträgt
$MASL_A$	betrieblich zulässiger Ausgangs-MASL für Transienten

Der für die Unsicherheitsanalyse von transienten Rechnungen entscheidende Parameter ist also die im Verlaufe des Ereignisses gegenüber dem Ausgangswert auftretende Abnahme des MASL.

Bei Unterstellung zusätzlicher Ausfälle von Begrenzungs-/Sicherheitseinrichtungen wird als Sicherheitskriterium nicht mehr der *MASL* betrachtet, sondern die Integrität/Wiederverwendbarkeit der Brennstäbe wird über den Siedeübergang hinaus durch die Enthalpiefreisetzung im Brennstab bestimmt.

Als Grenzwerte hat die Reaktorsicherheitskommission (RSK) Defektgrenzen vorgegeben, die mit Hilfe von „Best Estimate“ – Rechnungen unter Berücksichtigung der Unsicherheiten (bspw. 95/95 Quantilen) einzuhalten sind /RSK2 05/.

4.2 Bestimmende Phänomene und Parameter

Es lassen sich grundsätzlich die in Abb. 21 zusammengestellten Phänomene als Bestimmende für die Unsicherheit bei der Analyse für Siedewasserreaktoren ableiten. Zu unterscheiden sind dabei die Kategorien:

- 1) Anlagenparameter
- 2) Physikalische Parameter
- 3) Numerische Parameter

Unsicherheiten, die durch die verwendete Modellierung hervorgerufen werden, sollten durch ausreichende Wahl vor allem der physikalischen, ggf. auch der Anlagenparameter abgedeckt werden.

Anlagenparameter	↔	physik. Parameter
<ul style="list-style-type: none"> - Ausgangszustand (Zyklusnachrechnung) - Reaktorschutz (Auslösekriterien) <ul style="list-style-type: none"> - Ansprechkriterium - Auslösen - Verzögerung - Pumpenabfahren - Ventilschließung/-öffnung - Steuerstabeinschuss/fahrgeschw. - Anlagenzustand <ul style="list-style-type: none"> - Leistung - URK - Eintrittsunterkühlung 		<ul style="list-style-type: none"> - Gap Wärmeübergang - Bypassströmung - Siede/Kondensationsmodell - 2-Phasenströmung (Schlupf) - Druckverlust/Rohrreibung - Ausströmung aus Ventilen - Konvektion - Materialdaten (Wärmekapazität, Leitfähigkeit etc) - Siedeübergangskorrelation
Numerische Parameter <ul style="list-style-type: none"> - Nodalisation - Zeitschritte - Konvergenzkriterien 		

Bild 4-1 Bestimmende Phänomene für die Unsicherheit von Analysen zu Reaktivitätsstörfällen in Siedewasserreaktoren

Im Folgenden werden die einzelnen Parameter näher erläutert. Eine Abschätzung der tatsächlichen Relevanz der einzelnen Parameter kann zum gegenwärtigen Zeitpunkt noch nicht vorgenommen werden.

4.2.1 Anlagenparameter

- 1) Ausgangszustand. Nicht unerheblich für die letztendliche „Unsicherheit“ der transienten Ergebnisse ist, inwieweit es gelingt, den Anfangszustand des Reaktors durch den Transientencode wiederzugeben. Dazu wird der komplette Zyklus mit dem Transientencode nachgerechnet und mit dem Kernauslegungsprogramm (Anlagensimulator) abgeglichen. Die Differenz zwischen Transientencode und Anlagensimulator ist bei der Beurteilung der Unsicherheit zu berücksichtigen.
- 2) Reaktorschutz (Auslösekriterien) Bei Erreichen von Auslösekriterien werden vom Reaktorschutz bestimmte Maßnahmen eingeleitet. Sowohl die Messdatenerfassung und Messdatenverarbeitung als auch die Auslösung und Verwirklichung der entsprechenden Maßnahmen benötigt eine gewisse, mit Unsicherheiten behaftete Zeitspanne. Im Weiteren stellt sich die Frage, inwieweit das Auslösekriterium an sich durch fehlerbehaftete Messungen variabel ist.

- 3) Pumpenabfahren Das Abfahren bzw. Auslaufen der Pumpen erfolgt mit vorgegebenen Gradienten, die von Anlagenzustand zu Anlagenzustand, bzw. Pumpe zu Pumpe mit gewissen Unsicherheiten behaftet sind.
- 4) Ventilschließung/Ventilöffnung Ventile öffnen und schließen mit gewissen Verzögerungszeiten, und benötigen eine gewisse Zeitspanne bis zum vollständigen Vollzug.
- 5) Steuerstabeinschuss/Steuerstabfahrgeschwindigkeit. Steuerstäbe in Siedewasserreaktoren werden hydraulisch eingeschossen, entweder über gemeinsame oder getrennte Hydraulikleitungen. Die Verfahrgeschwindigkeit wird über Stellmotoren geregelt. Daraus ergibt sich eine gewisse Variabilität der Bewegung der einzelnen Steuerstäbe.
- 6) Anlagenzustand. Reaktivitätsstörfälle werden regelwerkskonform für den ungünstigsten Anlagenzustand analysiert. Gleichwohl stellt sich die Frage, inwieweit kleinere Variationen von bspw. Leistung, Umwälzregelkennlinie oder Eintrittsunterkühlung in der Folge zu Unsicherheiten des Analyseergebnisses führen können.

4.2.2 Physikalische Parameter

- 1) Gap Wärmeübergang. Von besonderer Bedeutung bei Reaktivitätsstörfällen ist der Wärmeübergang vom Brennstoff zum Kühlmittel. Unsicherheiten hierzu werden vor allem vom Wärmeübergang über den Spalt zwischen Brennstofftablette und Hüllrohr dominiert.
- 2) Bypassströmung. Der Anteil der Strömung, die am Kern vorbei geleitet wird, hängt von den jeweiligen Strömungsverhältnissen im unteren Kernbereich ab.
- 3) Siede-/Kondensationsmodell. Über das Siede- und Kondensationsmodell wird einerseits die neutronische Rückwirkung über den Voideffekt bestimmt, und andererseits die Wärmeabfuhr sensitiv bestimmt.
- 4) Zweiphasenströmung (Schlupf). Parameter und Modelle zum Schlupf innerhalb der Zweiphasenströmung beeinflussen das gesamte Strömungsfeld.
- 5) Druckverlust/Rohrreibung. Parameter und Modelle zum Druckverlust in horizontalen und vertikalen Röhren sowie zur Reibung an Oberflächen beeinflussen das gesamte Strömungsfeld.
- 6) Ventilausströmung. Das Ausströmverhalten ein- oder zweiphasigen Mediums aus Ventilen beeinflusst den Störfallverlauf über die sich daraus ergebende Druckentlastung.

- 7) Konvektion. Modelle und Parameter zur Konvektion und Vermischung unterschiedlich stark temperierter ein- und zweiphasiger Medien.
- 8) Materialdaten. Sämtliche Materialdaten wie Wärmekapazität, -leitfähigkeit, Dichte sind, ggf. abbrandabhängig mit gewissen Unsicherheiten behaftet.
- 9) Siedeübergangskorrelation. Für Brennelemente verschiedener Typen werden herstellerseitig jeweilige Siedeübergangskorrelationen aus einer Fülle von experimentellen Daten abgeleitet. Diese liefern tatsächlich lediglich Wahrscheinlichkeitsangaben über das Vorliegen von Siedeübergangszuständen.

4.2.3 Numerische Parameter

Numerische Rechen- und Lösungsverfahren sind grundsätzlich durch die Genauigkeit der Zahlendarstellung begrenzt. Im Rahmen von Differenzenverfahren können daher weder Zeitschritte noch Nodalisation beliebig klein werden. Andererseits beeinflussen deren Größen das Rechenergebnis. Beispielphaft sei die numerische Diffusion genannt.

Der Einfluss numerischer Parameter auf die Unsicherheit der Rechenergebnisse ist im Rahmen der Methodikentwicklung zumindest zu untersuchen.

Nicht alle Parameter werden für Unsicherheitsanalysen von Reaktivitätsstörfällen von Bedeutung sein. Diese sind ggf. durch vorgeschaltete Sensitivitätsuntersuchungen heraus zu kristallisieren, wie dies beispielsweise in /GAJ 10/ vorgenommen wurde.

5 Zusammenfassung

Es wird der gemeinsame Einfluss der Unsicherheit oder Unschärfe von Eingangsparametern auf gekoppelte Q/C-ATHLET-Rechenergebnisse quantifiziert. Diese Ergebnisse sind unsicher aufgrund verschiedener Unsicherheitsbeiträge, resultierend aus Unsicherheiten der Modelle, mit denen das komplexe Verhalten einer Reaktoranlage im Störfall nur näherungsweise ermittelt wird, Variation und ungenauer Kenntnis der Anfangs- und Randbedingungen und der Anlagen- und Brennstab-Parameter nach Eintritt des Störfalls sowie Unsicherheiten der nuklearen Daten. Alle diese Unsicherheitsbeiträge wurden in die vorliegende Analyse einbezogen. Der Stand des Wissens zu den Parametern wurde durch Angabe von Bereichen und Verteilungen quantifiziert. Der

hier quantifizierte Einfluss auf die Rechenergebnisse enthält somit nicht allein Einflüsse von Modellunsicherheiten des verwendeten Rechenprogramms.

Für die Durchführung einer Unsicherheitsanalyse wurde einen Steuerstabauswurf sowohl für den Anlagenzustand „Nulllast heiß“ (NLH) als auch für den Teillastzustand (30% der nominalen Leistung) ausgewählt. Mittels einer Parameteruntersuchung wurden die ungünstigsten Konfigurationen hinsichtlich der maximal möglichen Reaktivitätseinträge und der Reaktivitätskoeffizienten bestimmt. Es wurden 378 unsichere Parameter (Anfangs- und Randbedingungen, thermohydraulische Eingangsparameter und Variationen der 2-Gruppen-Wirkungsquerschnitte) identifiziert und quantifiziert. Die Unsicherheitsanalyse zeigt, dass während der Transiente die Schutzziele bezüglich Vermeiden von Brennstabschäden durch zu hohe Hüllrohrtemperaturen eingehalten werden.

Den größten Einfluss auf den Unsicherheitsbereich im NLH-Fall haben die Parameter

- Spaltquerschnitt der thermischen Gruppe;
- Absorptionsquerschnitt der thermischen Gruppe;
- Streuquerschnitt der schnellen Gruppe.

Für den SE-Auswurf aus dem Teillastzustand sind folgende Parameter am wichtigsten

- Spaltquerschnitt der thermischen Gruppe;
- Spaltweite zwischen Brennstoff und Hüllrohr des Brennstabs.

Als weiteres wichtiges Ergebnis der Sensitivitätsanalyse ist zu sehen, dass die räumliche Position des ausgeworfenen SE einen signifikanten Einfluss auf die Sensitivität der Ergebnisparameter Gesamtleistung und maximale Enthalpie hat.

Für SWR-Anlagen wurden im Rahmen dieses Projektes Szenarien, bestimmende Phänomene und Parameter für die in Frage kommenden Ereignisse und Störfälle grundlegend neu betrachtet und hinsichtlich der einflussnehmenden Variablen bewertet .

6 Literatur

- /RSK1 05/ RSK-Sitzung.: "Anforderung an die Nachweisführung bei Kühlmittelverlust-Störfällen", 385. RSK-Sitzung, 20.07./21.07.2005.
- /RSK 96/ RSK-Leitlinien für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor. Fassung 01.97 vom 15.11.1996.
- /ALI 06/ Aliberti G., Palmiotti G., Salvatores M. et al. Nuclear data sensitivity, uncertainty and target accuracy assessment for future nuclear systems. *Annals of Nuclear Energy*, 33 (2006), 700-733.
- /KLE 10/ Klein M., Krzykacz-Hausmann B., Gallner L., Pautz A., und Zwermann W.: Application of a Sampling Based Uncertainty Method with Nuclear Covariance Data to Reactor Core Calculations, Pisa University, OECD/NEA UAM Benchmark, UAM-4 Workshop, 2010.
- /PIK 02/ Piksaikin V.M., Kazakov L.E., Isaev S.G. et al. Energy dependence of relative abundances and periods of delayed neutrons from neutron-induced fission of ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu in 6- and 8-group model representation. *Progress in Nuclear Energy*, 41 (July 2002), 203-222.
- /MAT 07/ Matsson I., Grapengiesser B., und Andersson B. On-site γ -ray spectroscopic measurements of fission gas release in irradiated nuclear fuel. *Applied Radiation and Isotopes*, 65, 1 (January 2007), 36-45.
- /GAJ 10/ Gajev I. und Kozlowski T.: Sensitivity and Uncertainty of the Neutronic Parameters of BWR Ringhals-1 TRACE/PARCS Stability Prediction, American Nuclear Society, PHYSOR2010, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, May 2010.
- /GLS 08/ Glaeser H., Krzykacz-Hausmann B., Luther W., Schwarz S., und Skorek T.: Methodenentwicklung und exemplarische Anwendungen zur Bestimmung der Aussagesicherheit von Rechenprogrammergebnissen; GRS-A-3443, November 2008.

/GLS 07/ Glaeser H., Krzykacz-Hausmann B., Skorek T., und Velkov K.:
Berechnungsmethoden für Störfallanalysen mit "Best-estimate"-Ansätzen
und Quantifizierung von Unsicherheiten sowie deren Einsatz im
Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren; GRS-A-3382, Mai 2007.

/RSK2 05/ RSK-Empfehlung: Sicherheitsaspekte des Einsatzes hochabgebrannter
Brennelemente unter Reaktivitätsstörfallbedingungen, 379. Sitzung der
RSK, 27.01.2005.

Verteiler

Druckexemplare:

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Referat RS I 3 2 x

Physikerbüro Bremen

Herrn Donderer / Herrn Schumacher je 1 x

Bundesamt für Strahlenschutz

Abt. Z 1 x

GRS

Bibliothek (hog) 1 x

Autoren (pas, vek) 2 x

Gesamt 8 x

PDF-Version:

Bundesamt für Strahlenschutz

AG-F 1

GRS

Geschäftsführer (wfp, stj)

Bereichsleiter (erv, som, prg, rot, stc, ver, zir)

Projektcontrolling (roo)

Abteilung (vek)

Projektleiter (pas)

TECDO (wev)

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum
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