

Unsicherheiten bei der Berechnung von Dosisleistungen an Transport- und Lagerbehältern

Von der Fakultät für Maschinenwesen der
Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen
zur Erlangung des akademischen Grades eines
Doktors der Naturwissenschaften genehmigte Dissertation

vorgelegt von

Luc Laurent Alexander Schlömer

Berichter: Univ.-Prof. Dr. rer nat. Hans-Josef Allelein
Univ.-Prof. Dr.-Ing. Rafael Macián-Juan

Tag der mündlichen Prüfung: 17.12.2014

Diese Dissertation ist auf den Internetseiten der Universitätsbibliothek online verfügbar.

II

„Ich glaube es gibt nichts spannenderes als das Gefühl, welches das Herz eines Erfinders erfüllt, wenn er zusieht, wie eine Kreation seines Geistes sich erfolgreich entwickelt. Solche Gefühle lassen einen Mann Nahrung, Schlaf, Freunde, Liebe, ja einfach alles vergessen.“

Nikola Tesla (1856-1943)

Diese Arbeit widme ich meinen Eltern und meiner Freundin, die immer für mich da sind und nie von meiner Seite weichen.

Kurzfassung

Der rechnerische Nachweis der Einhaltung der Dosisleistungsgrenzwerte an Transport- und Lagerbehältern (TLB) für abgebrannte Brennelemente aus Druckwasserreaktoren beinhaltet die Bestimmung der Strahlenquellen und die Analyse der Abschirmwirkung des Behälters. In dieser Arbeit werden die gesamte Rechenkette von der Quelltermbestimmung bis hin zur Abschirmrechnung mittels Monte-Carlo-Methoden analysiert und die auftretenden Unsicherheiten sowohl über Nachrechnungen von Experimenten (Benchmarks) als auch durch Variationsrechnungen quantifiziert. Anlass dieser Untersuchungen ist, dass der Vergleich mit an den TLB gemessenen Dosisleistungen (DL) eine Überschätzung durch die Rechenwerte zeigt. Auf Basis der Analysen wird dargelegt, dass diese Überschätzung bei der Neutronen-DL auf die Charakteristik der verwendeten Messgeräte und bei der Gamma-DL zusätzlich auf die bei der Berechnung zu Grunde liegende Energiegruppenstruktur zurückzuführen ist. Zudem wird gezeigt, dass der Einbezug von Unsicherheiten in die Rechenkette zu noch größeren Überschätzungen führen kann. Bezogen auf die Dosisleistungsberechnung wird bei Beladungen mit abgebrannten Uran-Brennelementen für die Gesamt-Gamma-DL eine Unsicherheit von $((^{+21}_{-28}) \pm 2) \% \text{ (rel.)}$ und für die Gesamt-Neutronen-DL von $(^{+28 \pm 23}_{-55 \pm 4}) \% \text{ (rel.)}$ ermittelt. Bei Mischbeladungen mit abgebrannten Uran- und MOX-Brennelementen wird für die Berechnung eine Unsicherheit von $(^{+24 \pm 3}_{-27 \pm 2}) \% \text{ (rel.)}$ für die Gesamt-Gamma- und von $(^{+28 \pm 23}_{-55 \pm 4}) \% \text{ (rel.)}$ für die Gesamt-Neutronen-DL quantifiziert. Insgesamt zeigen die Ergebnisse, dass trotz der durch die Messverfahren hervorgerufene große Unsicherheit bei der Neutronen-DL-Messung eine unveränderte Beibehaltung der Rechenkette zur Vorausberechnung der Dosisleistung am TLB zu konservativen Vorhersagen führt. Daher ist zum Abbau der Überschätzungen der vorausberechneten DL zunächst eine Reduktion der Unsicherheiten bei der Neutronen-DL-Messung notwendig. Wie groß sich die Abweichung von Mess- und Rechenwert bei der expliziten Abbildung einer detailliert bekannten Beladung einstellt, konnte im Rahmen der vorliegenden Arbeit nicht ermittelt werden. Hier könnte ein mit speziell qualifizierten Komponenten durchgeführtes Messprogramm, das je nach beabsichtigter oder erforderlicher Detailtiefe gestaffelt wird, weitere Klarheit schaffen.

Abstract

The compliance with the dose rate limits for transport and storage casks (TLB) for spent nuclear fuel from pressurised water reactors can be proved by calculation. This includes the determination of the radioactive sources and the shielding-capability of the cask. In this thesis the entire computational chain, which extends from the determination of the source terms to the final Monte-Carlo-transport-calculation is analysed and the arising uncertainties are quantified not only by benchmarks but also by variational calculi. The background of these analyses is that the comparison with measured dose rates at different TLBs shows an overestimation by the values calculated. Regarding the studies performed, the overestimation can be mainly explained by the detector characteristics for the measurement of the neutron dose rate and additionally in case of the gamma dose rates by the energy group structure, which the calculation is based on. It turns out that the consideration of the uncertainties occurring along the computational chain can lead to even greater overestimation. Concerning the dose rate calculation at cask loadings with spent uranium fuel assemblies an uncertainty of $((^{+21}_{-28}) \pm 2) \% \text{ (rel.)}$ for the total gamma dose rate and of $(^{+28 \pm 23}_{-55 \pm 4}) \% \text{ (rel.)}$ for the total neutron dose rate are estimated. For mixed-loadings with spent uranium and MOX fuel assemblies an uncertainty of $(^{+24 \pm 3}_{-27 \pm 2}) \% \text{ (rel.)}$ for the total gamma dose rate and of $(^{+28 \pm 23}_{-55 \pm 4}) \% \text{ (rel.)}$ for the total neutron dose rate are quantified. The results show that the computational chain has not to be modified, because the calculations performed lead to conservative dose rate predictions, even if high uncertainties at neutron dose rate measurements arise. Thus at first the uncertainties of the neutron dose rate measurement have to be decreased to enable a reduction of the overestimation of the calculated dose rate afterwards. In the present thesis the deviation of the measured and calculated dose rates at an explicitly modeled cask loading under well known boundary conditions could not be determined. In this context an experimental program, which is carried out with specially qualified components and set up according to the intended or required level of detail, can provide more clarity.

Inhaltsverzeichnis

Kurzfassung/Abstract	III
Inhaltsverzeichnis	V
Abkürzungsverzeichnis	XI
Symbolverzeichnis	XIII
1 Einleitung	1
2 Rechenkette zur Bestimmung der Dosisleistung	5
2.1 Schutzziele	5
2.2 Rechenkette	7
2.3 Vorgehensbeschreibung der Analyse	11
3 Grundlagen	15
3.1 Physikalische Grundlagen	15
3.2 Verwendete Rechenprogramme	15
3.2.1 MCNP TM	15
3.2.2 MAVRIC	16
3.2.3 SAS2	18
3.2.4 TRITON	19
3.3 Dosiskonversion	20
3.3.1 Energiedosisleistung für Photonen nach ICRU 47 & 57	20
3.3.2 Konversion nach ICRP 21	21
3.3.3 Konversion nach ANSI/ANS-6.1.1-1977	22
3.3.4 ICRP 60 für Neutronen nach Leuthold et al.	22
3.3.5 ICRP 60 nach ICRP 74 für Photonen und Neutronen	23
3.3.6 Vergleich von ICRU 47 und ICRU 57	25
4 Berechnungen bei bekannter Gammaquelle	27
4.1 Benchmark-Experiment	28
4.1.1 Aufbau	28

4.1.2	Qualifizierung und Beschreibung der Komponenten	30
4.1.3	Quellbeschreibung und -charakterisierung	33
4.2	Berechnung mit MCNP TM und MAVRIC	37
4.2.1	Berechnungsmodelle	37
4.2.2	Quellmodelle	40
4.2.3	Zerfallskorrekturen und Ergebnisdarstellung	41
4.2.4	Modellabsicherung	42
4.2.5	Ergebnisse	46
4.2.6	Einfluss der Detektorcharakteristik	52
4.2.7	Bewertung und Einordnung der Ergebnisse	56
5	Neutronen-Streaming-Benchmark	61
5.1	Response	61
5.1.1	Beschreibung und Modell der Versuchskonfiguration	62
5.1.2	Quellmodell	63
5.1.3	Ergebnisse	65
5.2	Labyrinth	67
5.2.1	Modellierung der Versuchskonfigurationen	67
5.2.2	Quellmodell	69
5.2.3	Ergebnisse	71
6	Berechnungen bei bekannter Neutronenquelle	77
6.1	Benchmark-Experiment im Freigelande und Salzstock	78
6.1.1	Komponenten	78
6.1.2	Verwendete Detektoren	80
6.1.3	Quellcharakterisierung und -modellierung	81
6.1.4	Messplätze	82
6.2	Berechnung mit MCNP TM und MAVRIC	86
6.2.1	Berechnungsmodelle	87
6.2.2	Modellabsicherungen im MCNP TM -Modell	89
6.2.3	Modellabsicherungen im MAVRIC-Modell	92
6.2.4	Dosisleistungen und Abweichungen zum Messwert	94
7	Modellvereinfachungen bei Abschirmanalysen	99
7.1	Referenzmodell zur Bewertung der Abschirmung am TLB	99
7.2	Unsicherheiten aus der Gruppenstruktur	101
7.3	Bewertung der Homogenisierung	106
7.3.1	Berechnungsmodell bei expliziter BE-Modellierung	106
7.3.2	Einfluss der stabweisen Abbildung auf die Gammaabschirmung .	109
7.3.3	Einfluss der stabweisen Abbildung auf die Neutronenabschirmung	110
7.3.4	Aufteilung der ⁶⁰ Co-Quelle auf den Brennstoff und die Strukturteile	112

7.4	Einfluss der Detektorcharakteristik am TLB	118
7.5	Einfluss von Materialsensitivitäten	122
7.6	Variation des axialen Abbrandprofils	123
8	Unsicherheiten aus der Abbrandrechnung	127
8.1	Vergleich von SAS2 und TRITON	127
8.2	Validierung mit experimentellen Daten	130
8.2.1	Basisdaten	131
8.2.2	Messdaten - radiochemische Analysen	132
8.2.3	Abbrandgeschichte und Modellierung	133
8.2.4	Gemittelte Ergebnisse nach Brennstofftyp	135
8.2.5	Einfluss von Variationen bei der Modellierung	139
8.2.6	Bewertung der Ergebnisse	139
8.3	Unsicherheit der Reaktorparameter	142
9	Zusammenfassung, Bewertung und Ausblick	145
9.1	Zusammenfassung	145
9.2	Bewertung	151
9.3	Ausblick	155
A	Rechenkette zur Bestimmung der Dosisleistung	157
A.1	Axialprofile für Gamma- und Neutronenstrahlung	157
B	Physikalische Grundlagen	159
B.1	Radioaktiver Zerfall	159
B.1.1	Zerfallsgesetz	159
B.1.2	Zerfallsarten	160
B.2	Wechselwirkung von Photonen mit Materie	162
B.3	Elektromagnetische Wechselwirkung von Elektronen	163
B.3.1	Wechselwirkung mit den Elektronen der Materie	164
B.3.2	Wechselwirkung mit den Kernen der Materie	164
B.4	Reaktionskinematik - Energieumsatz bei Kernreaktionen	165
B.5	Wechselwirkung von Neutronen mit Materie	167
B.5.1	Die elastische Streuung	169
B.5.2	Die inelastische Streuung	169
B.5.3	Die (n, α) -, (n, p) - und (n, γ) -Reaktion	169
B.5.4	Die $(n, 2n)$ -Reaktion	170
B.5.5	Die Spaltung	170
B.6	Neutron-Nuklidkern-Wechselwirkung	171
B.6.1	Free Gas Thermal Treatment	172

B.6.2	$S(\alpha, \beta)$ -Behandlung	173
C	Dosiskonversion	175
C.1	ICRP 21	175
C.2	ICRU 57	177
C.3	ANSI/ANS-6.1.1-1977	177
D	Detektoren	179
D.1	Gammadosisleistungsmessgeräte	179
D.1.1	UNIDOS-Referenz-Dosimeter	180
D.1.2	automess 6150AD	182
D.1.3	automess Szintomat [®] 6134	184
D.1.4	Proportionalzählrohr	185
D.1.5	HANDI	187
D.2	Neutronendosisleistungsmessgeräte	190
D.2.1	Bonner-Kugel-Spektrometer	191
D.2.2	Handmessgeräte zur Bestimmung der Neutronendosisleistung . .	193
E	Berechnungen bei bekannter Gammaquelle	195
E.1	Unsicherheiten der Modellannahmen	195
F	Neutronen-Streaming-Benchmark	197
F.1	Response-Funktionen	197
F.2	Quellmodellierung	198
F.3	Labyrinth	200
F.3.1	Aufbauten	200
F.3.2	Einzelergebnisse	202
G	Berechnungen bei bekannter Neutronenquelle	211
G.1	Zeichnung des assemblierten Versuchsbehälters	211
G.2	Schnittzeichnung der 800 m-Sohle und geologisches Profil des Bergwerks	212
G.3	Streckenquerschnitte im Bergwerk Asse	213
G.4	Berechnungsmodelle	214
G.5	Modellabsicherung in MCNP TM	215
G.5.1	Untersuchung der $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung am Beispiel des Freige- lände der PTB	215
G.5.2	Temperaturabhängigkeit unter Tage	216
G.5.3	Variation der Salzart und Auswirkungen auf die Dosisleistung .	217
G.5.4	Variation des Feuchtegehalts im Salz und Auswirkungen auf die Dosisleistung	217
G.5.5	Unterschiedliche Koeffizienten im Watt-Spaltspektrum	218

<i>INHALTSVERZEICHNIS</i>	<i>IX</i>
G.6 Modellabsicherung in MAVRIC	218
G.6.1 Modellierung des Quellspektrums	218
G.6.2 Einfluss der Resonanz-Selbstabschirmung	219
G.7 Berechnungsergebnisse	219
G.7.1 Freigelände der PTB	219
G.7.2 AHE-Versuchsstrecke	220
G.7.3 Transportstrecke	221
G.7.4 BGR-Versuchsfeld	222
G.7.5 Zusammenfassung der Ergebnisse	223
H Modellvereinfachungen bei Abschirmanalysen	225
H.1 Unsicherheiten aus der Gruppenstruktur des Quellterms	225
H.2 Variation des Abbrandprofils	227
Literaturverzeichnis	229
Abbildungsverzeichnis	239
Tabellenverzeichnis	245
Danksagung	251
Eidesstattliche Erklärung	253

Abkürzungsverzeichnis

AHE	Aktives Handhabungsexperiment mit Neutronenquellen
AKZ	Abklingzeit
AZ	Aktive Zone
AtG	Atomgesetz
BAM	Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung
BE	Brennelement
BGR	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe
BK	Bonner-Kugel-Spektrometer
BS	Brennstab
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BoB	Begin of Burn (dt. Beginn des Zyklusabbrands)
DBE	Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH
DL	Dosisleistung
DWR	Druckwasserreaktor
DX	Aufpunkt der Abnahmemessung Nummer X
ERU	Enriched Reprocessed Uranium (dt. angereichertes wiederaufgearbeitetes Uran)
EoB	End of Burn (dt. Ende des Zyklusabbrands)
GQS, γ-QS	Gammaquellstärke
GSF	Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit GmbH
HANDI	Homburg Area Neutron Dosimeter
HWZ	Halbwertszeit
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiological Protection
ICRU	International Commission on Radiation Units and Measurement
KERMA	Kinetic Energy Released in Matter
KY_XX	Versuchsnummer XX bei Konfiguration Y
LANL	Los Alamos National Laboratory
LET	Linearer Energietransfer

LWR	Leichtwasserreaktor
MADE	Maximum Dose Equivalent
MAVRIC	MONACO with Automated Variance Reduction using Importance Calculations
MCNPTM	General Monte Carlo N-Particle Transport Code
MC	Monte-Carlo
MONACO	Fixed-source, multi-group Monte Carlo shielding code for Shielding Applications
MOX	Mischoxid
MRV	Messwert-Rechenwert-Vergleich
MoB	Middle of Burn (dt. Mitte des Zyklusabbrands)
NEA	Nuclear Energy Agency
NQS, n-QS	Neutronenquellstärke
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NZL	Nachzerfallsleistung
Na3ß	geologische Kurzbezeichnung des Liniensalzes
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
OFL	Oberfläche
ORIGEN	Oak Ridge Isotope Generation code
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PE	Polyethylen
PTB	Physikalisch-Technische Bundesanstalt
P	Probenkennung der DWR-Abbrandprobe
QP	Quell-Position
QS	Quellstärke
RSICC	Radiation Safety Information Computational Centre
SAS	A Coupled One-Dimensional Depletion and Shielding Analysis Code
SCALE	Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation
SWR	Siedewasserreaktor
TEPC	low pressure Tissue-Equivalent Proportional Counter
TLB	Transport- und Lagerbehälter
TRITON	Transport Rigor Implemented with Time-dependent Operation for Neutronic depletion
UOX	Uranoxid
VLT	Volllasttage
WAU	wiederaufgearbeitetes Uran
WTI	Wissenschaftlich-Technische Ingenieurberatung GmbH, Jülich
sf	Spontanspaltung

Symbolverzeichnis

$\tilde{A}$	^{59}Co -Anteil des BE-Kopf- bzw. -Fußstück
A	Massezahl, Aktivität
B, $\tilde{B}$	Abbrand
C	Zählrate, Normierungskonstante
DL	Dosisleistung
Δ, δ	Abweichung
D	Durchmesser
E	Energie
F	Faktor
G	Güte
H	Höhe
I	Intensität
L	Länge
M	Messwert
N_X	Kernanzahl des Isotops X
N	Anzahl der für die Wechselwirkung in Frage kommenden Atomkerne
Ω	Raumwinkel
P, $\tilde{P}$	Leistung
QS	Quellstärke
Q	Wärmetönung, Thermische Leistung, Quellstärke
R	Reaktionsrate
R	Rechenwert
SM	Schwermetallmasse
S	Basisfläche des Emissionskegels
Σ	makroskopischer Wirkungsquerschnitt
S	Bewertete Gammaquellstärke
T_{1/2}	Halbwertszeit
T	Temperatur
V	Volumen

$\mathbf{X}_0$	Strahlungslänge
$\mathbf{X}$	Geometriefaktor
$\mathbf{Z}$	Kernladungszahl
$\mathbf{a}, \mathbf{b}$	Formfaktoren der Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion f
$\mathbf{c}$	Konzentration
$\mathbf{e}$	Anreicherung
$\mathbf{f}$	Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion
$\gamma_{\mathbf{X}}$	Ausbeute des Isotops X je Spaltung
λ	Zerfallskonstante
$\bar{\lambda}$	mittlere freie Weglänge
$\mathbf{m}$	Masse
ν	Anzahl bei der Kernspaltung emittierter Neutronen
$\mathbf{n}$	Teilchenanzahl
ω	Winkel des Emissionskegels
$\Phi, \tilde{\Phi}$	integrale Flussdichte
$\mathbf{p}$	Impuls, Wahrscheinlichkeit
$r_{\mathbf{X}}, \sigma_{\mathbf{X}}^{\text{rel}}$	relative Unsicherheit des Wertes X
ρ	Dichte
σ	mikroskopischer Wirkungsquerschnitt, Unsicherheit des Mittelwertes
τ	mittlere Lebensdauer
$\mathbf{t}$	Zeit
$\mathbf{v}$	Neutronengeschwindigkeit

Kapitel 1

Einleitung

Das Atomgesetz (AtG) verpflichtet die Betreiber von Kernkraftwerken in Deutschland zur sicheren Entsorgung von abgebrannten Brennelementen (BE), radioaktiven Betriebsabfällen und nicht dekontaminierbaren Materialien, die aus dem Rückbau eines Kernkraftwerks resultieren. Ebenso sind die Betreiber anderer kerntechnischer Einrichtungen zur sicheren Entsorgung des nuklearen Abfalls verpflichtet. Bis zum 1. Juli 2005 durften bestrahlte Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken zur Wiederaufarbeitung ins Ausland gebracht werden (§ 9a Abs. 1 AtG). Neben dem wiederverwertbaren Kernbrennstoff fallen bei der Wiederaufarbeitung auch radioaktive Abfälle an, zu deren Rücknahme sich die Bundesrepublik Deutschland vertraglich verpflichtet hat. Die seit dem 30. Juni 2005 anfallenden abgebrannten Brennelemente werden in Zwischenlagern an den Kraftwerksstandorten aufbewahrt. In den Standort-Zwischenlagern für bestrahlte Brennelemente werden in der Regel die beim Betrieb des jeweiligen Kernkraftwerks anfallenden abgebrannten Brennelemente gelagert. Sie stehen in unmittelbarer Nähe zum Kernkraftwerk, werden unabhängig vom Kernkraftwerk betrieben und sind ohne Nutzung öffentlicher Straßen vom Kernkraftwerk aus erreichbar [1].

Für die Rückführung verglaster Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in das Transportbehälterlager Gorleben und den Transport von abgebrannten BE in die Standort-Zwischenlager werden Transport- und Lagerbehälter (TLB) vom verkehrsrechtlichen Zulassungstyp B(U)F verwendet [2]. Für Typ-B(U)F-Versandstücke ist gemäß Verkehrsrecht (vgl. ADR/RID [3] und SSR-6 [4]) eine Zulassung erforderlich, die in Deutschland das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) erteilt. Diese Versandstücke müssen dabei den unter Routine-, Normalen- und Unfall-Beförderungsbedingungen auftretenden mechanischen und thermischen Belastungen standhalten, so dass ihre Sicherheitsfunktionen zu jedem Zeitpunkt gewährleistet werden. Dies schließt u. a. ein, dass keine radioaktiven Stoffe aus den TLB in die Umwelt gelangen können. Die Prüfung der mechanischen und thermischen Eigenschaften der Versandstücke übernimmt die Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) im Auftrag des BfS [5]. Über die

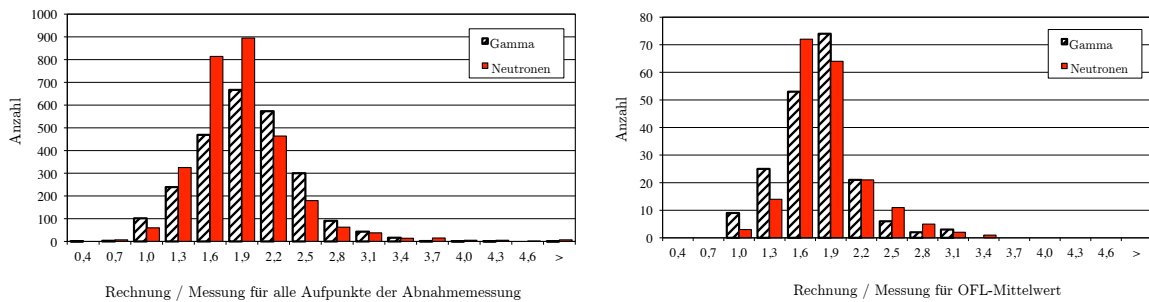
verkehrsrechtliche Zulassung hinaus müssen die TLB zur Aufbewahrung die technischen Annahmebedingungen der Transportbehälterlager und der Standort-Zwischenlager in Deutschland erfüllen, die Bestandteil der atomrechtlichen Aufbewahrungsgenehmigung (§ 6 AtG) der Transportbehälterlager bzw. Standort-Zwischenlager sind.

Zur Erlangung einer verkehrsrechtlichen Zulassung und zur Erfüllung der technischen Annahmebedingungen sind in einem entsprechenden Zulassungs- bzw. Genehmigungsverfahren Nachweise für die Einhaltung der Schutzziele zu erbringen. Im Rahmen des Nachweises zur Einhaltung der Dosisleistungsgrenzwerte, der den Schutz der Bevölkerung vor radioaktiver Strahlung sicherstellt, werden zunächst die einzelnen Transport- und Lagerbehälter für hochradioaktiven Abfall rechnerisch beladen, d. h. ihre Strahlenquellen und die zugehörige Abschirmwirkung des Behälters über eine Kopplung von unterschiedlichen Computercodes rechnerisch bestimmt. Ausgehend von dieser Planung können dann die Behälter mit Brennelementen bzw. verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung so bestückt werden, dass sie die geforderten zulässigen Grenzwerte einhalten. Vor dem Transport und/oder der Einlagerung wird die Einhaltung der Dosisleistungsgrenzwerte über Abnahmemessungen an den beladenen Behältern verifiziert.

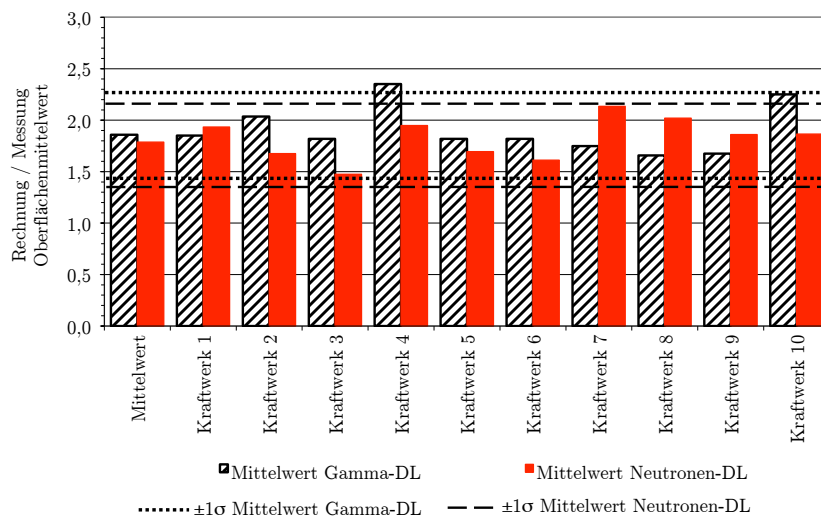
In dieser Arbeit werden die Unsicherheiten identifiziert, die entlang der Berechnungskette bei Dosisleistungsvorhersagen an Transport- und Lagerbehältern für abgebrannte Brennelemente aus Druckwasserreaktoren (DWR) entstehen und ihre Auswirkung auf den Zielwert der Dosisleistung quantifiziert. Anlass dieser Untersuchungen ist, dass bei einem Vergleich von Mess- und Rechenwerten anhand von ca. 300 mit DWR-Brennelementen (BE) beladenen Behältern festgestellt wurde, dass bei den Berechnungen die Gamma- und die Neutronendosisleistung um ca. das 1,8-fache höher als der Messwert lag. Ca. 50 TLB waren dabei teilweise mit Mischoxid-Brennelementen bestückt. Dadurch, dass die Beladeplanung eines TLB u. a. auf Dosisleistungsvorhersagen basiert, stellt diese Überschätzung einen Sicherheitsfaktor dar, der im Hinblick auf die optimale Ausnutzung des Behälters in dieser Größenordnung nicht erforderlich ist und ggf. reduziert werden kann. Abbildung 1.1 zeigt die dem Messwert-Rechenwert-Vergleich zu Grunde liegende statistische Auswertung. Der Messwert-Rechenwert-Vergleich orientiert sich hierbei an den bei den Abnahmemessungen festgelegten Aufpunkten, die sowohl einzeln als auch als Mittelwert ausgewertet wurden, wobei beide Auswertungsmethoden das gleiche Verhalten zeigen.

Um auszuschließen, dass die festgestellten Abweichungen kraftwerksspezifisch, d. h. systematischer Natur sind, wurde zudem, wie in Abbildung 1.2 dargestellt, der Messwert-Rechenwert-Vergleich für den Oberflächenmittelwert auf der Mantelseite des TLB für Beladungen in zehn Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland separat durch-

geführt. Eingezeichnet ist der Gesamtmittelwert sowie dessen einfache Standardabweichung (hier mit σ bezeichnet). Daneben sind die kraftwerksspezifischen Mittelwerte zum Vergleich aufgetragen. Eine systematische Abweichung in Gamma- und Neutronendosisleistung je Kraftwerk konnte nicht festgestellt werden, da im Wesentlichen die auftretenden Abweichungen im Rahmen der berechneten Unsicherheit um den Mittelwert verteilt sind.



Abbildungung 1.1: Messwert-Rechenwert-Vergleich für alle Aufpunkte zur Bestimmung der Oberflächen-Dosisleistung an einem TLB für hochradioaktiven Abfall (links) und für den Oberflächenmittelwert (rechts) [6]



Abbildungung 1.2: Messwert-Rechenwert-Vergleich für den Oberflächenmittelwert kraftwerksspezifisch aufgelöst [6]

Somit ist die Ursache der Überschätzung in der zu Grunde liegenden Rechenkette zur Berechnung der Dosisleistung am TLB zu vermuten. Diese lässt sich grob in zwei Teile gliedern. Zum einen werden mit dem Abbrandberechnungsprogramm SAS2 aus dem SCALE-Paket (vgl. Abschnitt 3.2) Gamma- und Neutronenquellstärken auf Basis der von den Kraftwerken gegebenen Randbedingungen für die zu entsorgenden Brennelemente bestimmt. Zum anderen wird mit Hilfe von Monte-Carlo-Rechnungen

der Gamma- und Neutronendosisleistungsbeitrag an den relevanten Aufpunkten je BE-Position im Tragkorb des TLB bestimmt. Für diesen Teil wird das Programm MCNPTM verwendet. Durch Überlagerung der resultierenden Dosisleistungen je BE im Tragkorb ergibt sich die rechnerische Gesamtdosisleistung für eine Beladung des TLB. Eine ausführliche Beschreibung der Rechenkette ist in Kapitel 2 zu finden.

Zur Analyse der Unsicherheiten müssen folglich zwei Bereiche aufbauend auf bekannten physikalischen Grundlagen, die in Kapitel 3.1 vorgestellt werden, getrennt voneinander betrachtet werden: Die Transportrechnung muss für Photonen und Neutronen anhand der Konfiguration eines Transport- und Lagerbehälters validiert und mögliche Unsicherheiten anhand von Vergleichen mit Benchmarks quantifiziert werden (vgl. Kapitel 4 bis Kapitel 6). Dies beinhaltet auch die Quantifizierung von möglichen Unsicherheiten durch Messgeräte, d. h. durch die verwendeten Detektoren, die in Anhang D vorgestellt werden. Ist dies erfolgt, kann die Auswirkung von Unsicherheiten in der Abbrandrechnung bzw. den Quellstärken auf die ausgewiesene Dosisleistung untersucht werden. Hier sind vor allem Annahmen in den unterstellten Randbedingungen zu prüfen, die als typische Modellvereinfachungen, wie sie in Kapitel 7 vorgestellt werden, abdeckend konservativ eingeführt wurden, um die real vorliegende Vielfalt, z. B. bei den zu entsorgenden BE durch eine "Aussage" zu erfassen. Kapitel 8 geht auf die Unsicherheit des Abbrandprogramms SAS2 selbst ein sowie auf die verwendeten Wirkungsquerschnitte und betrachtet typische Variationen der Betriebsparameter in Bezug auf die Einsatzzeit des BEs im Reaktor. Abschließend werden die zuvor getrennt beschriebenen Einflüsse zusammengeführt, d. h. die resultierenden Unsicherheiten überlagert, und gegen die zu Grunde liegende Aussage der generellen Überschätzung der Dosisleistungsmessung bewertet.

Eine detailliertere Beschreibung und Begründung des oben genannten Vorgehens dieser Arbeit ist Abschnitt 2.3 zu entnehmen, da hierfür tiefgreifendes Verständnis der Rechenkette (Abschnitt 2.2) Voraussetzung ist.

Kapitel 2

Rechenkette zur Bestimmung der Dosisleistung am TLB

Bevor die Rechenkette zur Vorhersage der Dosisleistung am beladenen Transport- und Lagerbehälter in Abschnitt 2.2 vorgestellt werden kann, müssen zum Verständnis der Vorgehensweise die Schutzziele erörtert werden, die bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle durch Transport und/oder Lagerung einzuhalten sind. Abschließend kann dann das in dieser Arbeit gewählte Vorgehen zur Identifikation der Unsicherheiten der verschiedenen Berechnungsstufen vorgestellt werden (Abschnitt 2.3).

2.1 Schutzziele

Radioaktive Abfälle werden in wärmeentwickelnde Abfälle und Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, für die jeweils verschiedene Verpackungen zur Verfügung stehen, unterschieden. Abgebrannte Brennelemente von Leistungsreaktoren und Kokillen mit verglasten Abfällen aus der Wiederaufbereitung sind wärmeentwickelnde Abfälle. Bei ihrer Entsorgung und der damit verbundenen anschließenden Lagerung müssen zwei wesentliche Schutzziele erfüllt werden [7]:

- Mensch und Umwelt müssen vor der ionisierenden Strahlung aus den Abfällen dauerhaft geschützt, d. h. die Abfälle sicher eingeschlossen, werden.
- Die Abschirmung der Strahlenquellen muss zuverlässig so gewählt werden, dass die zulässige Dosisleistung nicht überschritten wird¹.

¹Beim Transport darf gesetzlich eine Gesamtdosisleistung an der Oberfläche des Behälters und am Fahrzeug von 2 mSv/h sowie in zwei Metern Abstand vom Fahrzeug von 0,1 mSv/h nicht überschritten werden [4]. Bei der Lagerung liegt der Oberflächendosisleistungsmittelwert meist unter 0,35 mSv/h, wobei der Beitrag der Neutronen nach ICRP 74 [8] 0,25 mSv/h nicht überschreiten darf. Hieraus ergibt sich eine praktische Grenze für die Neutronenquellstärke bei einer Behälterbeladung, die die Größenordnung 10^{10} s^{-1} nicht überschreitet.

Besonders aus dem ersten Schutzziel lassen sich differenziert für die Lagerung und den Transport folgende weitere Forderungen für einen TLB ableiten, die im einzelnen nachgewiesen werden müssen:

- Sicherer Einschluss der Radioaktivität im Behälter auch unter Unfallbedingungen,
- Gewährleistung der Wärmeabfuhr auf ein zulässiges Temperaturniveau durch eine Begrenzung der zulässigen Nachzerfallsleistung bei der Beladung,
- Begrenzung der Gesamtaktivität der Beladung bzgl. der Freisetzung radioaktiver Nuklide in die Umwelt und
- Gewährleistung der Kritikalitätssicherheit.

Der in Abbildung 2.1 dargestellte Behälter wurde darauf ausgelegt, diese Schutzziele zu erfüllen. Sein zentrales Bauteil ist der Tragkorb, der Schächte für die Brennelemente, borierte Stahlbleche zur Neutronenabsorption und ggf. zur Unterstützung der Wärmeleitung Kupferbleche besitzt. Der Tragkorb befindet sich jeweils in einem massiven Gusskörper, in den Neutronenmoderatorstäbe eingelassen sind, so dass im Behälterkörper sowohl Gamma- als auch Neutronenstrahlung in hohem Maße abgeschwächt werden. Die Einhaltung der Dosisleistungsgrenzwerte sowohl beim Transport als auch im Lager werden an Aufpunkten an der Behälteroberfläche entsprechend der bereits in der Einleitung erwähnten Abnahmemessungen verifiziert. Dabei wird sowohl über der gesamten Behälterhöhe an sieben Punkten mit äquidistantem Abstand als auch auf halber Behälterhöhe an zehn Punkten über den Umfang verteilt gemessen. Die Radialrippen an der Behälteraußenseite unterstützen die Wärmeabfuhr. Der sichere Aktivitätseinschluss während der Lagerung wird durch ein Doppeldeckelsystem mit Drucküberwachung im Zwischenraum gewährleistet.

Die in den Behälter einlagerbaren Brennelemente (Abbildung 2.1, rechts) stellen die einzuschließenden und abzuschirmenden Quellen dar. Während ihrer Einsatzzeit im Reaktor baut sich mit zunehmender Einwirkung von Neutronenstrahlung auf den Brennstoffes ein großes Inventar an Spaltprodukten auf, die wiederum durch ihren radioaktiven Zerfall, Spontanspaltung oder Kernreaktionen während des Betriebs und vor allem nach Entnahme aus dem Reaktor sowohl α -, β -, Gamma- als auch Neutronenstrahlung erzeugen. Weiterhin sind die Strukturteile der BE wie Kopf- oder Fußstücke während des Reaktorbetriebs einer erhöhten Neutronenstrahlung ausgesetzt, die diese Komponenten aktiviert. Auch diese Strahlenquellen sind neben Gamma- und Neutronenbeiträgen aus den Spaltprodukten aufgrund ihrer Stärke bei der Behälterauslegung nicht zu vernachlässigen und bei der Einlagerung explizit zu berücksichtigen.

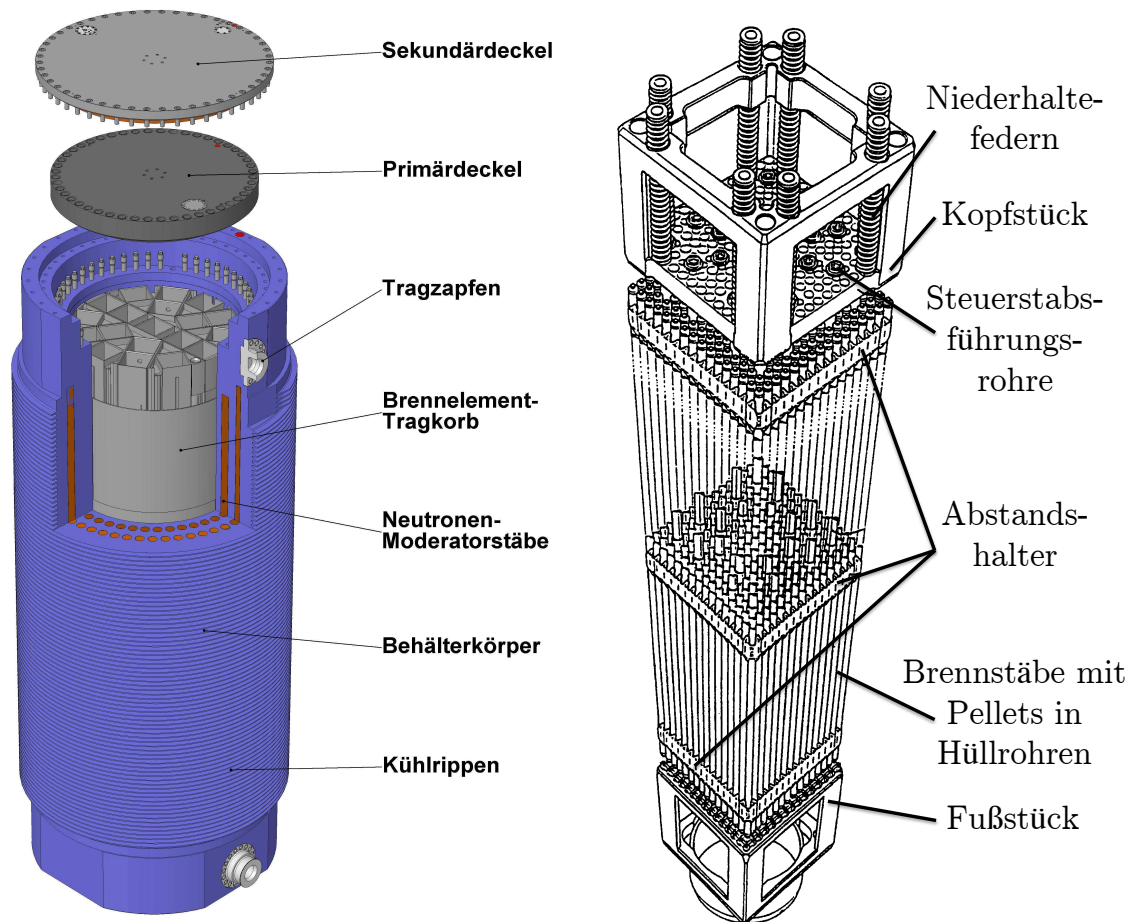


Abbildung 2.1: Links: Schematischer Aufbau eines Transport- und Lagerbehälters. Der abgebildete Tragkorb ist für Brennelemente aus Druckwasserreaktoren ausgelegt. Brennelemente aus Siedewasserreaktoren werden in einen ansonsten gleichartigen Behälter mit einem anderen Tragkorb entsorgt [9]. Rechts: Schematische Zeichnung eines Brennelements aus Druckwasserreaktoren [10].

2.2 Rechenkette

Abgestimmt auf die Strahlenquellen im Brennelement wird zur Beladeplanung bzw. zur Vorhersage der Dosisleistung am TLB eine Berechnungskette verwendet, die in Abbildung 2.2 als Ablaufdiagramm dargestellt ist. Die Zweiteilung des Ablaufs ist klar zu erkennen. Zum einen werden in der Beladeplanung die Quellstärken über eine Abbrandrechnung BE-weise bestimmt (oberer Teil) und zum anderen der Dosisleistungsbeitrag an den Aufpunkten entsprechend der Abnahmemessungen normiert auf eine Einheitsquellstärke über Monte-Carlo-Rechnungen ermittelt (unterer Teil, Auslegungsrechnung).

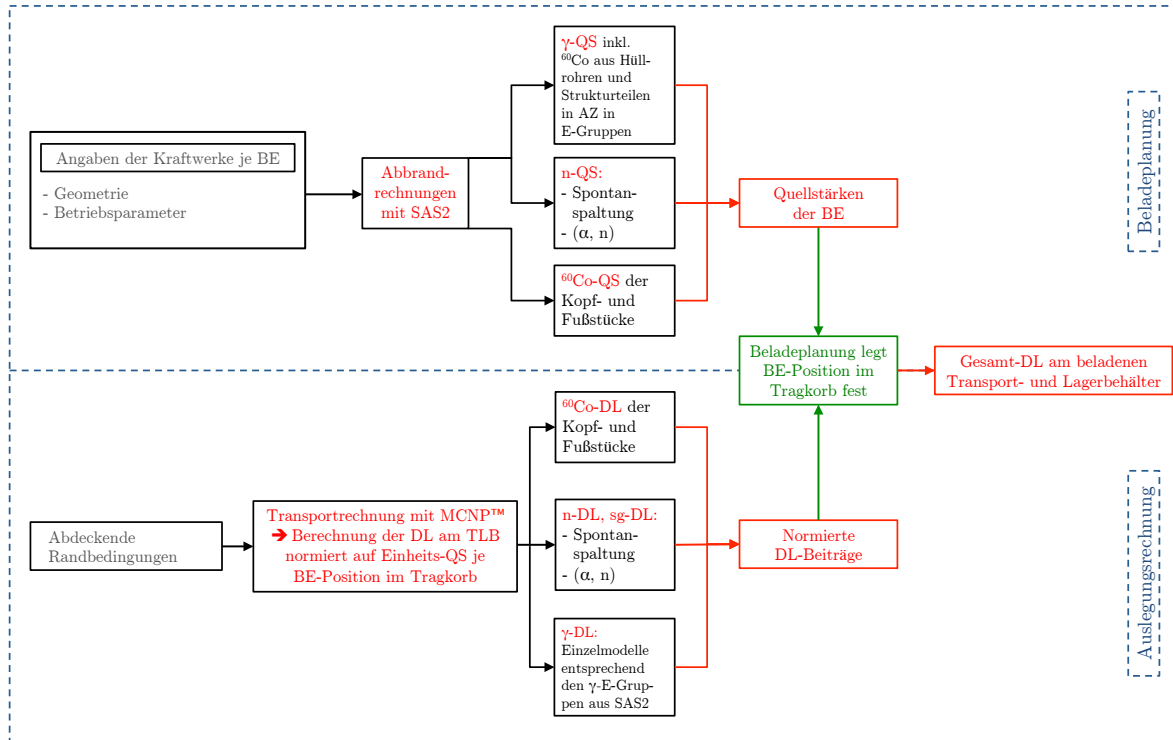


Abbildung 2.2: Schema der Rechenkette zur Bestimmung der rechnerischen Gamma- und Neutronendosisleistung bei Beladung eines Transport- und Lagerbehälters.

Grundlage der Abbrandrechnung sind die vom Kraftwerk für die entsorgenden Brennelemente (BE) vorgegebenen Randbedingungen. Diese bestehen aus dem BE-Typ, wobei hier Parameter wie die BE-Geometrie, die Materialien der Einzelkomponenten und deren Massenanteile sowie der Reaktortyp in dem die BE eingesetzt wurden, von Bedeutung sind. Weiterhin fließen die Betriebsparameter in die Abbrandrechnung, die mit SAS2 durchgeführt wird, ein. Ergebnis der Berechnung sind zum einen die Gammaquellstärken (γ -QS), die entsprechend einer Energiegruppenstruktur im Bereich von 0,45 MeV bis 4 MeV berechnet werden. Aufgrund des vernachlässigbaren Beitrags der Gammastrahlung unterhalb von 0,45 MeV und oberhalb von 4 MeV zur Dosisleistung wird dieser Anteil nicht berücksichtigt. Zum anderen werden die Neutronenquellstärken aufgeteilt nach ihrer Quellreaktion, (α, n) oder Spontanspaltung ausgegeben.

Während der BE-Einsatzzeit werden die Co-haltigen Strukturteile des BE durch Neutronenstrahlung aktiviert. Der dominante Reaktionspfad ist dabei $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$. Vor allem die Hüllrohre sowie die Abstandshalter in der aktiven Zone (AZ) des BE liefern aufgrund ihrer ^{59}Co -Verunreinigungen einen nicht unerheblichen Beitrag zur Gesamt- ^{60}Co -Aktivität. Diese Teile werden insofern berücksichtigt, als dass sie als ^{59}Co -Gehalte massenmäßig in SAS2 abgebrannt und der γ -QS bei der Dosisleistungsberechnung zugeschlagen werden. Alle weiteren Strukturkomponenten außerhalb der AZ werden auf-

geteilt auf den Kopf- und den Fußbereich des BE. Zur Bestimmung dieser Quellstärken wurden sowohl für die Kopf- als auch separat für die Fußstücke abdeckende Referenz- ^{60}Co -Aktivitäten bestimmt, die in Abhängigkeit der spezifischen Einsatzgeschichte der zu entsorgenden BE, d. h. des Abbrands und der Lagerzeit vor der Behälterbeladung, und ihres ^{59}Co -Gehalts skaliert werden können. Eine genauere Erläuterung dieser Aktivitätsbestimmung, die für die Analysen in dieser Arbeit zu einem späteren Zeitpunkt notwendig ist, findet sich in Abschnitt 7.3.4.

Die Transportrechnung zur Bestimmung der Dosisleistung am TLB wird in MCNPTM entkoppelt vom BE- und beladungsspezifischen ersten Teil des Schemas aus Abbildung 2.2 durchgeführt. Diese Abschirmberechnungen erfolgen bereits bei der Behälterauslegung im Rahmen der Zulassung (vgl. Kapitel 1), um maximal zulässige Inventare für diesen Behältertyp definieren zu können. Aus diesem Grund werden sie in Abbildung 2.2 auch dem Bereich der Auslegungsrechnung zugeordnet. Für die Beladeplanung zu entsorgender Brennelemente im TLB können diese Berechnungsergebnisse dann weiter verwendet werden. Eine universelle Einsetzbarkeit der Monte-Carlo-Ergebnisse wird erreicht, indem der Beitrag jedes BE (im Tragkorb) zur Gesamtdosisleistung auf die Quellstärke normiert berechnet wird. Je BE-Position werden die Beiträge aus den Gamma-Energiegruppen, den (α , n)- und Spontanspaltungsneutronen inklusive ihrer Sekundärreaktionen (sg-DL), sowie die der Kopf- und Fußstücke ermittelt. Die Bewertung der Dosisleistung erfolgt dabei nach $H^*(10)$ gemäß ICRP 60 (vgl. Abschnitt 3.3.5). Um sicherzustellen, dass das abgeleitete Monte-Carlo-Modell alle möglichen Fälle abdeckt, werden Generalisierungen in der Modellerstellung, zusätzlich zu den oben beschriebenen der Abbrandrechnung bzw. der Quellbestimmung, getroffen. Diese werden im Folgenden der Übersicht halber nur kurz angesprochen, da sie im späteren Verlauf dieser Arbeit noch eingehender diskutiert werden (Kapitel 7).

Generell wird bei der Berechnung der Gammadosisleistung nicht zwischen Uran- und MOX-Brennelementen unterschieden, da beide BE-Typen in Bezug auf diesen Beitrag zur Gesamtdosisleistung gleiche Eigenschaften zeigen. Bei der Neutronentransportrechnung hingegen werden unterschiedliche BE-Modelle zu Grunde gelegt: Das axiale Quellstärke-Profil der BE wird für Neutronen brennstoffspezifisch betrachtet. Radial wird kein Profil angesetzt. Die Emission der Neutronen erfolgt gleichverteilt.

Die im Berechnungsmodell verwendeten axialen Verteilungen der Neutronen- und Gammaquellen in der AZ der BE leiten sich aus abdeckenden Abbrandprofilen für die beiden Brennstofftypen ab (Details in Abschnitt 7.6). Der Ansatz, die Brennstofftypen UOX und MOX für die Gamma-Rechnung zusammenzufassen, wird deutlich, sobald man die in Anhang A dargestellten resultierenden Axialprofile betrachtet: Für Gammastrahlung unterscheiden sich diese in Abhängigkeit des Brennstoffs nur unwesentlich.

Analog zur aktiven Zone ist die Emission der durch ^{60}Co hervorgerufenen Gammastrahlung im Kopf- sowie im Fußstück radial gleichverteilt. Axial folgt sie dem in Abbildung 2.3 aufgezeigten Verlauf. Dargestellt ist jeweils die Emissionswahrscheinlichkeit über der Höhe ab Unterkante des jeweiligen Strukturteils. Das zugehörige Profil leitet sich aus der Massenverteilung und einer angenommenen linearen Schwächung der Neutronenflussdichte über der Höhe bei der Aktivierung ab. So sind z. B. sowohl im Kopf- als auch im Fußstück die Gitterplatten deutlich zu sehen, die von allen Strukturteilen am massivsten sind und sich räumlich gesehen am nächsten zur AZ befinden. Beim Verlauf bezogen auf das Kopfstück fällt auf, dass die abfallende Tendenz ca. 18 cm oberhalb der Unterkante unterbrochen wird. Hier wird eine bei einigen BE-Typen vorhandene Platte berücksichtigt.

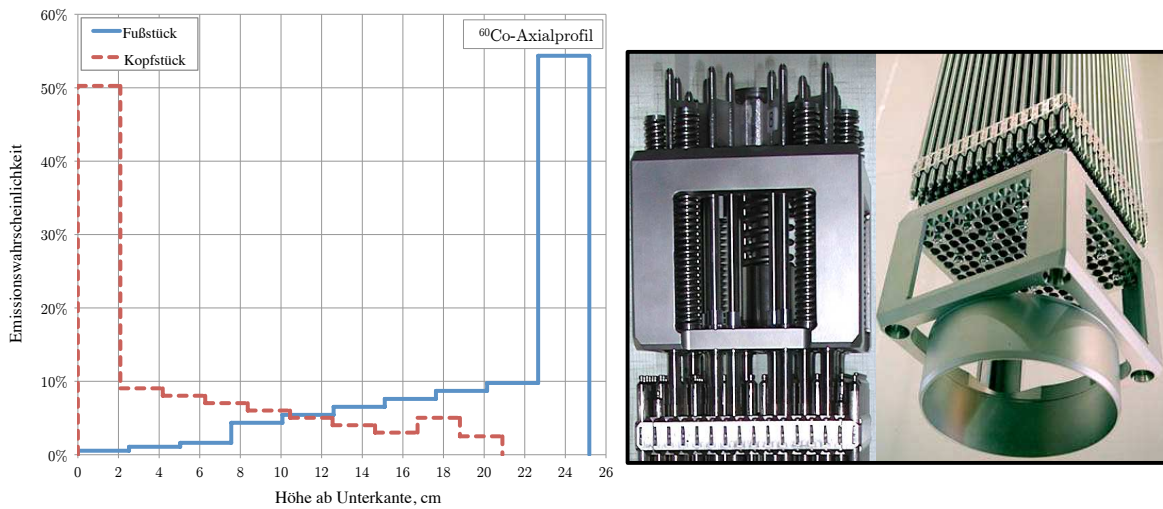


Abbildung 2.3: Verwendetes abdeckendes Axialprofil für Kopf- und Fußstücke bei der Transportrechnung (links) und Bild einer typischen Kopf- und Fußstückvariante bei eingefahrener Steuerstabspinne [11], [12] (rechts).

Zur abschließenden Berechnung einer realen Beladung werden die für den Tragkorb positionswise berechneten Beiträge der Auslegungsrechnung mit den Quellstärken der BE-spezifischen SAS2-Rechnungen korreliert (Abbildung 2.2). Einen Sonderfall stellen dabei die Neutronenquellstärken (n-QS) dar, da diese nichtlinear vom Abbrand abhängig sind, d. h. bei Uran-/UOX-BE näherungsweise eine Proportionalität zur vierten Potenz des Abbrands aufweisen. Als Konsequenz daraus ist die Gesamtneutronenquellstärke eines BE unter Berücksichtigung des axialen Abbrandprofils größer als die auf den mittleren BE-Abbrand bezogene Neutronenquellstärke, die in SAS2 berechnet wird. Als Ausgleich dafür werden die n-QS bei der Berechnung der Dosisleistung für eine reale Beladung mit Uran-BE um diesen Betrag erhöht. Für MOX-BE ist dieser Faktor niedriger, da hier die n-QS in etwa proportional zur zweiten Potenz des Abbrands ist. Zudem werden die n-QS der MOX-BE bei heterogener Beladung, d. h. gleichzeitiger Beladung von MOX-BE auf den Innen- und Uran-BE auf den Außenpositionen des Tragkorbes,

positionsgerecht berücksichtigt. Zuletzt bestimmt die Beladeplanung die Position der zu entsorgenden BE im Tragkorb so, dass die in Abschnitt 2.1 definierten Schutzziele unter allen Gesichtspunkten, d. h. beispielsweise auch unter thermischen, eingehalten werden.

Es lassen sich abschließend drei Hauptbeiträge zur Gesamtdosisleistung ableiten:

- Ein Beitrag, der als Folge der Aktivierung von Kopf- und Fußstücken auftritt,
- ein Beitrag, der aus den Neutronenquellen im Brennstoff sowohl direkt als auch aus sekundären (n, γ)-Reaktionen hervorgeht und
- zuletzt ein Beitrag, der aus den γ -emittierenden Zerfalls- und Aufbauprodukten im Brennstoff sowie den aktivierten Hüllrohren resultiert.

2.3 Vorgehensbeschreibung der Analyse

Wie in der Einleitung in Kapitel 1 beschrieben, ist die zentrale Aufgabe dieser Arbeit die Klärung der Ursachen für die rechnerischen Überschätzungen der Dosisleistung am TLB an den Aufpunkten der Abnahmemessung. Dazu ist es notwendig, die Schritte der Berechnungskette (Abschnitt 2.2) einzeln zu analysieren und gegen ggf. vorhandene Messwerte zu validieren. Aus den Einzelbewertungen kann dann abschließend durch Überlagerung auf den Gesamtzusammenhang geschlossen werden.

Zur Gliederung der Analyse in dieser Arbeit wird die Zweiteilung der Rechenkette (vgl. Abbildung 2.2) genutzt. Da die Auslegung und damit die Monte-Carlo-Rechnung unabhängig von der Bestimmung der Quellstärken in der Beladeplanung erfolgt, können diese Bereiche auch getrennt voneinander untersucht werden. Somit wird zunächst der Weg von den Quellen zur Dosisleistung und dann die Bestimmung der Quellstärken analysiert. Die Gliederung dieser Arbeit stellt sich damit wie folgt dar:

Nach Vorstellung der physikalischen Grundlagen und der Rechenprogramme, die im Rahmen der Analysen erforderlich sind (Kapitel 3.1), werden zunächst die genutzten Monte-Carlo(MC)-Methoden zur Dosisleistungsvorhersage an aus Experimenten abgeleiteten Benchmarks validiert und Unsicherheiten quantifiziert. Die Ermittlung der messtechnischen Basisdaten für die in Kapitel 4 vorgestellte Abschirmkonfiguration und die Aufbereitung aller in dieser Arbeit verwendeten Messdaten zu einem Benchmark wird dabei im Rahmen dieser Dissertation durchgeführt. Bei der Studie der gängigen Literatur fällt auf, dass die NEA (Nuclear Energy Agency) in Zusammenarbeit mit dem RSICC (Radiation Safety Information Computational Centre) die SINBAD Datenbank (Shielding Integral Benchmark Archive Database) für veröffentlichte Abschirmungsexperimente geschaffen hat, die rund 100 Experimente vereint, welche an Reak-

toren, Beschleuniger- und Fusionsanlagen durchgeführt wurden. Die oben beschriebene Grundlagenarbeit war notwendig, weil diese Konfigurationen für die Validierung von Monte-Carlo-Methoden zur Dosisleistungsvorhersage an Transport- und Lagerbehältern nicht oder nur sehr eingeschränkt verwendbar sind.

Zur Interpretation der experimentellen Ergebnisse in dieser Arbeit ist ein Verständnis der Funktionsweise der eingesetzten Detektoren notwendig. Aus diesem Grund wird an dieser Stelle darauf verwiesen, dass in Anhang D dieses Grundlagenwissen ausführlich zusammengefasst ist. Damit hat der Leser vor dem Einstieg in den Validierungsteil der MC-Rechnung die Möglichkeit, das erforderliche Hintergrundwissen ggf. aufzufrischen bzw. zu ergänzen.

Bei den betrachteten Validierungsexperimenten wird entsprechend der Strahlungsarten unterschieden. So wird zuerst die Genauigkeit der Bestimmung der Gammadosisleistung über ein Experiment mit abgeschirmter ^{60}Co -Quelle analysiert (Kapitel 4). Die Besonderheit dabei ist, dass die Abschirmkonfiguration eines TLB in Form eines Abfallbehälters nachgestellt wurde. Danach wird die Vorhersage von Neutronendosisleistungen durch die MC-Rechnung über einen Neutronen-Streaming-Benchmark, der wiederholt aufbereitet wird, geprüft (Kapitel 5). Er wird gewählt, da er auf makroskopischer Skala Streaming-Effekte abdeckt, die im Lager und dessen Strukturen zur Luftführung von hoher Bedeutung sind. Zudem schließt dieser Benchmark eine Nachrechnung der Detektoreigenschaften ein, sodass die Unsicherheitskette bis hin zur primär gemessenen Größe erfasst wird. Da gemessene Neutronendosisleistungen in der Regel mit größeren Unsicherheiten behaftet sind als gemessene Gammadosisleistungen und somit auch die Nachrechnung nur innerhalb einer ähnlichen Unsicherheitsbandbreite bestätigt werden kann, wird in dieser Arbeit ein zweites Validierungsexperiment (Kapitel 6) diskutiert, dass sich wie das ^{60}Co -Experiment in Kapitel 4 an der Abschirmkonfiguration eines TLB orientiert. In diesem Zusammenhang wird auch die Bestimmung der Sekundärgammadosisleistung betrachtet. Die gewonnenen Erkenntnisse aus beiden Untersuchungen zur Neutronendosisleistung können dann verglichen werden, um herausgestellte Tendenzen zu bestätigen bzw. durch Überlagerung die Unsicherheit der Aussagen verringern zu können. Sowohl die Analysen zur Bestimmung der Gamma- als auch zur Neutronendosisleistung werden mit zwei unterschiedlichen Monte-Carlo-Methoden durchgeführt, um methodenspezifische Abweichungen zu identifizieren.

In Kapitel 7 werden zum Übergang auf die Diskussion der Bestimmung der Quellen (Kapitel 8) Modellvereinfachungen diskutiert, die entlang der Rechenkette sowohl zur Quellbestimmung als auch zur Modifikation der MC-Rechnung eingeführt wurden, um die real vorliegende Vielfalt der Randbedingungen durch konservative Annahmen abdeckend zu erfassen.

Die Bestimmung der Unsicherheit der Quellen in Kapitel 8, die im Beladeplanungsteil des Schemas in Abbildung 2.2 berechnet werden, kann nicht unmittelbar erfolgen. Dies liegt darin begründet, dass die eingesetzte Rechenmethodik (SAS2) aufgrund ihrer eingeschränkten Modellierungsmöglichkeiten nicht direkt mit experimentellen Daten verglichen werden kann. Deswegen wird das Programm TRITON, ein 2D-Gittercode (vgl. Abschnitt 3.2.4), verwendet, das in Abschnitt 8.2 mit Abbranddaten aus Bestrahlungsexperimenten validiert wird. Durch einen vorangestellten Programvergleich mit SAS2 können dann die zu TRITON identifizierten Unsicherheiten auf SAS2 übertragen werden.

Nach Quantifizierung der Unsicherheit der Einzelbeiträge der Rechenkette werden diese abschließend in Kapitel 9 über eine dort abgeleitete Gewichtung zusammengeführt und bewertet.

Kapitel 3

Grundlagen

3.1 Physikalische Grundlagen

Die physikalischen Grundlagen dieser Arbeit bestehen im Wesentlichen aus allen Teilgebieten der klassischen Kern- sowie Reaktorphysik und sind aus diesem Grund vollständig in Anhang B ausgelagert. An dieser Stelle wird dem Leser ermöglicht sich nochmals eingehend mit den für das Verständnis dieser Arbeit notwendigen physikalischen Mechanismen ohne Konsultierung zusätzlicher Literatur zu beschäftigen.

3.2 Verwendete Rechenprogramme

3.2.1 MCNPTM

MCNPTM ist ein Monte-Carlo-Teilchentransportprogramm, das den Transport von Photonen (Gammastrahlung) oder den gekoppelten Transport von Neutronen und Photonen beschreibt. MCNPTM arbeitet nach der Monte-Carlo-Methode, mittels derer die Lebensgeschichte einzelner Teilchen von deren Entstehungsort bis zum Ort ihrer Absorption oder bis zum Verlassen der geometrischen und energetischen Grenzen simuliert wird. Durch eine Vielzahl von simulierten Teilchen-Lebensgeschichten gelingt auch für komplexe Geometrieordnungen eine Beschreibung der resultierenden orts- und energieabhängigen Teilchendichten und weiterer physikalischer Größen. Die Ergebnisse von Monte-Carlo-Simulationen sind gemäß ihrer stochastischen Natur Erwartungswerte physikalischer Größen, deren Streuung durch die Angabe einer Standardabweichung der Gauß'schen Normalverteilung charakterisiert wird. Die in dieser Arbeit verarbeiteten Ergebnisse weisen eine Standardabweichung kleiner als 1 % des Erwartungswertes auf, sofern sie nicht explizit aufgeführt wird. Material- und Quellverteilungen können in komplexen 3D-Geometriemodellen orts- und energieabhängig in die Rechnung eingebracht werden. Werkstoffe werden unter Verwendung der mit MCNPTM ausgelieferten Wirkungsquerschnittsbibliotheken für kontinuierliche Energien nach ENDF/B-VI für

den Neutronen- und Photonentransport beschrieben. Die Informationen für ein bestimmtes Transportproblem werden mittels einer Vielzahl von Detektoren gewonnen, die eine Bilanzierung der Teilchencharakteristika an ihrem jeweiligen Ort ermöglichen. Zehn statistische Hilfswerte, die sogenannten “statistical checks“, geben Auskunft über die Varianz jeder Detektorinformation und erlauben eine Abschätzung der Verlässlichkeit der berechneten Erwartungswerte. Im Rahmen dieser Arbeit werden hauptsächlich Volumendetektoren verwendet, die den Partikelfluss mittels “track length estimation“ bestimmen und deren Ergebnisse jeweils jeden der zehn “statistical checks“ erfüllen; demgegenüber bilanzieren die alternativ verwendeten Punktdetektoren die Beiträge einzelner Partikel deterministisch.

Bei der Validierung von MCNPTM für die Konfiguration eines TLBs in dieser Arbeit können bei der Betrachtung der Wechselwirkung von Neutronen mit Nuklidkernen in der Transportrechnung unterschiedliche theoretische Modelle gewählt werden, die in Anhang B.6 ausführlich erläutert werden. Dazu zählt zum einen das Free Gas Thermal Treatment und zum anderen die $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung. Zum Verständnis der Vorgehensweise bei der Analyse der Unsicherheiten der Transportrechnung im Benchmark in dieser Arbeit ist lediglich ein Verständnis davon notwendig, wie in MCNPTM die Neutron-Nuklidkern-Wechselwirkung umgesetzt wird. Dies wird im Nachfolgenden kurz skizziert:

1. Das Nuklid wird identifiziert.
2. Entweder die $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung wird durchgeführt oder die Geschwindigkeit des Target-Kerns wird durch statistisches Sampling bestimmt.
3. Neutroneninduzierte Photonen werden in einer separaten Rechnung durch die Geometrie verfolgt.
4. Der Neutroneneinfang wird betrachtet (Parasitäre Absorption).
5. Entweder die elastische oder die inelastische Streuung (inklusive Spaltung) wird ausgewählt und die neue auslaufende Spur des Neutrons und die zugehörige Energie werden berechnet.
6. Sollte die Energie des Neutrons gering genug sein und eine $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung für das Material vorliegen, in dem sich das Neutron befindet, so wird die Kollision durch eine $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung abgebildet anstelle des Standardverfahrens mit dem Free Gas Thermal Treatment in Schritt 5.

3.2.2 MAVRIC

MAVRIC [13] ist Bestandteil des SCALE-Code-Systems, das im Oak Ridge National Laboratory (ORNL) im Auftrag der Nuclear Regulatory Commission (NRC) entwickelt wurde. SCALE ist ein vielfältig einsetzbares Software-Paket, z. B. zur Analyse von Spaltstoffanordnungen, zur Berechnung des Nuklidaufbaus während des Abbran-

des oder für Abschirmungsanalysen. Zur Vereinfachung der Handhabung durch den Nutzer ist SCALE als modulares System konzipiert, das aus Steuermodulen (control modules), validierten Programmen (functional modules) und nuklearen Datenbibliotheken besteht. Die umfangreichen problemspezifischen Behandlungen von Wirkungsquerschnitten werden automatisiert und standardisiert durch Steuermodule durchgeführt. In welcher Form dies umgesetzt wird, wird zum besseren Verständnis des Validierungsteils (Kapitel 4 bis Kapitel 6) am Ende dieses Abschnittes nochmals aufgegriffen. Die in dieser Arbeit dargestellten Analysen verwenden Module aus der Version SCALE 6.0 [14] und 6.1 [15]. MAVRIC arbeitet als Steuermodul zur Abwicklung von Abschirmungsanalysen und verwendet insbesondere MONACO [16] zur Ausführung von Monte Carlo basierten Teilchentransportberechnungen. Das Berechnungsmodell wird in einem allgemeinen 3D-Koordinatensystem detailliert abgebildet. Hierbei kann die Detaillierung hinsichtlich Geometrie und Materialbelegung beliebig fein gewählt werden. MAVRIC arbeitet mit energiegruppenweise bereitgestellten nuklearen Daten. Die durchgeführten Analysen basieren sowohl auf ENDF/B-VI-Daten als auch ENDF/B-VII-Daten in einer gekoppelten Bibliothek mit 200 Neutronengruppen und 47 Gammagruppen (V6-200N47G, V7-200N47G) [17]. Neutronen- und Gammaquellen sowie ggf. Dosis-konversionsfaktoren werden in diesen Gruppenstrukturen bereitgestellt. Hierdurch sind Kompromisse bei der Definition von Linienquellen, z. B. für ^{60}Co oder kontinuierlichen Spektren, einzugehen. Die vorliegenden Analysen verwenden Punkt- und ab der Version 6.1 auch Volumendetektoren. Erstgenannte ermitteln die Beiträge einzelner Partikel zur Neutronen- bzw. Photonenflussdichte deterministisch, die wiederum mit Dosiskonversionsfaktoren zur Bestimmung einer Dosisgröße gefaltet wird. Analog zu MCNPTM weisen die Ergebnisse eine Standardabweichung kleiner als 1 % des Erwartungswertes auf, sofern sie nicht anders aufgeführt werden. Ab der Version 6.1 bietet auch MAVRIC sechs “statistical checks“, die erfüllt sein müssen, um ein zuverlässiges Ergebnis zu erhalten. Auch hier wurde auf die Einhaltung dieser Kontrollausgaben geachtet.

Wie bereits im oberen Absatz kurz angedeutet, sind im SCALE-Paket Multigruppenquerschnitte energiegruppenweise als flussgewichtete Mittelwerte über punktweise zur Verfügung gestellten Bibliotheken hinterlegt. Dabei sind die Wirkungsquerschnitte problemunabhängig auf ein infinites, homogenes Medium bezogen. SCALE bietet in zusätzlichen Modulen die Möglichkeit, diese Querschnitte problemabhängig aufzubereiten. Dies wird notwendig sofern ein Nuklid mit starken Resonanzen in hoher Konzentration in einem Material vorhanden ist. Es bewirkt, dass die sogenannte Resonanz-Selbstabschirmung für Neutronen in diesem Material steigt. Damit ist die generische Aufbereitung der in den Bibliotheken abgelegten Wirkungsquerschnitte nicht mehr adäquat, sofern man die folgende allgemeine Beschreibung der Aufbereitung der Wirkungsquerschnitte in Betracht zieht [18]:

$$\begin{aligned}
R(E) &= N \cdot \sigma(E) \cdot \Phi(E) \\
\Leftrightarrow \sigma(E) &= \frac{\frac{R(E)}{N}}{\Phi(E)}
\end{aligned} \tag{3.1}$$

mit $R(E)$ der Reaktionsrate, N der Kernzahldichte, $\sigma(E)$ dem mikroskopischen Wirkungsquerschnitt und $\Phi(E)$ der Flussdichte. Der zweite Teil der Gleichung entspricht der Aufbereitung in SCALE. Die Reaktionsrate je Atom im Zielvolumen wird auf die einfallenden Flussdichte der Energie E normiert. In Bezug auf eine infinites, homogenes Medium entspricht die Normierung der generischen asymptotischen Flussdichte

$$\Phi_{\infty}(E) \equiv \lim_{N_A \rightarrow 0} \Phi(E), \tag{3.2}$$

wobei dieser im Hochenergiebereich proportional zu $\chi(E)$ ist, im Resonanzbereich einem $1/E$ -Verlauf und im thermischen Bereich dem Maxwell-Spektrum entspricht. Bei einem Medium mit Resonanz-Selbstabschirmung wäre diese Aufbereitung nicht mehr zielführend, da sie die Absenkung des mikroskopischen Multigruppenquerschnitts durch $\Phi(E)$ und damit auch des Absorptionsquerschnitts nicht berücksichtigt. Alle mit dem Wirkungsquerschnitt im weiteren Verlauf berechneten Größen wären dann fehlerhaft. Bei der Prozessierung des problemabhängigen Wirkungsquerschnitts wird dementsprechend die zu normierende Flussdichte angepasst. Die Stärke der Selbstabschirmung hängt maßgeblich mit den Systemcharakteristika zusammen. Als generelle Aussage der Entwickler gilt [18]:

- Für homogene Systeme, die eine gleichmäßige Mischung aus Absorber und Moderator enthalten und in denen die mittlere freie Weglänge viel kleiner oder viel größer ist als die charakteristischen Abmessungen des Systems, gilt, dass die Resonanz-Selbstabsorption hauptsächlich vom Absorber-zum-Moderator-Verhältnis im Material abhängt.
- In heterogenen Systemen, in denen der Absorber physisch vom Moderator getrennt ist (Pin-Struktur etc.) und die mittlere freie Weglänge der Neutronen der Größenordnung der Absorberstruktur entspricht, hängt die Selbstabsorption sowohl von der Geometrie als auch von der Materialzusammensetzung ab.

3.2.3 SAS2

Das Steuermodul SAS2 [19] ist wie MAVRIC im SCALE Software-Paket zu finden. Es berechnet den Abbrand eines Brennelements durch Zerlegung des Abbrandgeschehens in Einzelschritte, für die konstante Wirkungsquerschnitte verwendet werden können. Durch geeignete Wahl der Schrittweiten wird der Abbrand von Kernbrennstoffen mit aneinandergereihten Einzelschritten adäquat nachvollzogen. Die Bereitstellung der

Wirkungsquerschnitte erfolgt in zwei Stufen. Als erstes werden sogenannte Resonanzrechnungen durchgeführt, die sowohl die Dopplerverbreiterung als auch die Selbstabschirmung innerhalb des Brennstabs einbeziehen. Hierzu wird die Kombination BONAMI [20] und NITAWL [21] verwendet. An die Bereitstellung der resonanzkorrigierten Wirkungsquerschnitte schließt sich eine Kombination von zwei geschachtelten Zellrechnungen an. Die erste bestimmt für die Einheitszelle eines Brennstabs (BS) zellgewichtete Wirkungsquerschnitte mit dem 1D-Transportprogramm XSDRNPM [22], die dann in eine Makrozelle, bestehend z. B. aus Steuerstabführungsrohr, homogenisierten “BS-Zellen“, weiteren BE-Einbauten oder umgebendem Wasser, eingefügt werden. Mit dieser Makrozelle erfolgt die zweite Zellrechnung mit XSDRNPM zur Bestimmung adäquater, über den gesamten BE-Querschnitt gemittelter 3-Gruppen-Wirkungsquerschnitte, die schließlich an das Abbrandprogramm ORIGEN-S [23] übertragen werden. Es berechnet mit vorgegebener nuklearer Leistung den Aufbau und den Zerfall für ca. 1900 Nuklide im betrachteten Abbrandschritt. Mit den berechneten neuen Nukliddichten startet SAS2 anschließend den nächsten Abbrandschritt. Die Zerfalls- und Photonen-daten in ORIGEN-S basieren auf ENDF/B-VI-Daten. Die in dieser Arbeit dargestellten Analysen zum Abbrand verwenden Module aus der Version SCALE 5.1 [24]. Als Wirkungsquerschnitte kommt die in SCALE 5.1 bereitgestellte 44-Gruppen-Bibliothek basierend auf ENDF/B-V-Daten zur Anwendung (44GROUPNDF5). Die 44-Gruppen-Bibliothek wurde aus einer 238-Gruppen-Bibliothek durch weitere Kondensation mit einem typischen LWR-Neutronenspektrum gewonnen.

3.2.4 TRITON

Während SAS2 im Wesentlichen für weitgehend gleichmäßig aufgebaute BS- und BE-Anordnungen konzipiert ist, z. B. Druckwasserreaktor-BE (DWR-BE), kann das Steuermodul TRITON [25] auch für sehr heterogen strukturierte BS- und BE-Anordnungen, z. B. Siedewasserreaktor-BE (SWR-BE), eingesetzt werden, da ein BE-Querschnitt, ggf. mit Einbauten, in einem weitgehend frei definierbaren 2D-Modell abgebildet wird. Für TRITON wird zur Bereitstellung problemspezifischer Wirkungsquerschnitte ebenfalls die Kombination BONAMI und NITAWL eingesetzt. Die 2D-Transportrechnung zur Bestimmung der lokalen Neutronenflussdichten und -spektren in den Spaltstoffzonen erfolgt durch NEWT [26]. NEWT arbeitet mit der Methode der diskreten Ordinaten und löst die Neutronen-Transportgleichung im 2D-Koordinatensystem, wobei die Generierung des Rechengitters automatisiert ist. Schließlich erfolgt die Abbrandberechnung durch ORIGEN-S, das die zuvor von NEWT brennstabweise bestimmten Neutronenflussdichten und kondensierten Wirkungsquerschnitte für jeden BS bzw. ggf. für jede Gruppe gleichartiger BS getrennt übernimmt, so dass sich über dem BE-Querschnitt lokal unterschiedliche Nuklidkonzentrationen, z. B. in den BS, einstellen können. Die Nachverfolgung des BE-Abbrands erfolgt auch in TRITON schrittweise wie zuvor beim SAS2-Modul beschrieben.

3.3 Dosiskonversion

Die am TLB gemessenen Dosisleistungen bilden die Grundlage für die Entscheidung der Transportfähigkeit bzw. die Wahl der Beladung (Kapitel 2). Sie bewerten die biologische Wirkung von Strahlung. Maßgeblich bei der Bewertung ist bei gleicher Energiedosis, d. h. bei gleicher vom Material pro Massenelement absorbierte Energie, die Strahlungsart. Neutronen beispielsweise wechselwirken im Gewebe und erzeugen so Teilchen mit hoher Ionisationsdichte. Diese können eine bis zu 20 mal höhere biologische Wirksamkeit zeigen als z. B. Positronen oder Elektronen, die als Sekundärteilchen einfallender Photonen, bei gleicher Energiedosis eine vergleichsweise niedrige Ionisationsdichte aufweisen. Dieser Effekt wird durch einen vom linearen Energietransfer abhängigen Qualitätsfaktor berücksichtigt, der von der International Commission on Radiological Protection (ICRP) festgelegt wird. Für Elektronen und Photonen ist er eins und damit unabhängig von der Teilchenenergie. Bei Neutronen steigt er hingegen im strahlenschutztechnisch relevanten Energiebereich (0,01 eV bis 20 MeV) auf einen Wert von bis zu 20 entsprechend der Veröffentlichung ICRP 21 [27] bzw. bei Bezug auf die Veröffentlichung ICRP 60 [8] auf 30 an.

Zum Verständnis dieser Wichtung wird in diesem Abschnitt näher auf die Bewertungsmöglichkeiten eingegangen, die in den Validierungsexperimenten (Kapitel 4 bis Kapitel 6) Anwendung finden. Nicht nur die ICRP, sondern auch die International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU) veröffentlichen hierzu zur Berechnung der Dosisleistung aus Fluenzen sogenannte Fluenz-Äquivalentdosis-Konversionsfaktoren, die in den nachfolgenden Abschnitten dargestellt und verglichen werden. Mit ihnen kann aus der spektralen Neutronen- bzw. Photonenfluenz die Äquivalentdosis berechnet werden. Die Fluenz als Basisgröße wird genutzt, da sie als orts- und energieabhängige Größe ein Strahlenfeld vollständig beschreibt. Ihr Wert setzt sich aus der Energie und dem Fluss der im Strahlenfeld vorhandenen Teilchen zusammen. Bei der Erläuterung wird chronologisch in der Reihenfolge vorgegangen, wie auch die Konversionsfaktoren historisch entwickelt bzw. veröffentlicht wurden.

3.3.1 Energiedosisleistung für Photonen nach ICRU 47 & 57

Zur Berechnung der Energiedosisleistung im Benchmarkexperiment bei bekannter γ -Quelle in Kapitel 4 werden die in [8] zusammengestellten Konversionsfaktoren zur Umrechnung von Photonenflussdichten in Kerma nach ICRU 47 gewählt. Die Energiedosisleistung ist die ursprünglichste Größe zur Messung von Strahlenfeldern, da sie keinerlei Bewertung enthält. In MCNPTM wird eine Kombination aus linearer bzw. logarithmischer Interpolation zwischen den in Tabelle 3.1 dargestellten Stützstellen durchgeführt. In MAVRIC [13] sind bereits Konversionsfaktoren für die Berechnung der Energiedosisleistung nach ICRU 57 tabellarisch hinterlegt. Diese sind in Anhang C.2 zu finden. Da

in MAVRIC alle Berechnungen auf Basis von energiegruppenweise bereitgestellten nuklearen Daten durchgeführt werden, sind die Konversionsfaktoren ebenso strukturiert (vgl. Tabelle C.3). Um eine Vergleichbarkeit zu den in MCNPTM verwendeten Konversionsfaktoren herzustellen, sind die Stützstellen auch im Verhältnis zu ihrer mittleren Gruppenenergie in Tabelle C.3 aufgetragen. Beide Standards können nahezu äquivalent verwendet werden, wie in Abschnitt 3.3.6 gezeigt wird.

ICRU 47 für Photonen			
Energie, MeV	Kerma/ Φ , (pGy cm ²)	Energie, MeV	Kerma/ Φ , (pGy cm ²)
0,010	7,60	1,5	6,12
0,015	3,21	2	7,51
0,020	1,73	3	9,89
0,030	0,739	4	12,0
0,040	0,438	5	13,9
0,050	0,328	6	15,8
0,060	0,292	8	19,5
0,080	0,308	10	23,2
0,100	0,372		
0,150	0,600		
0,200	0,856		
0,300	1,38		
0,400	1,89		
0,500	2,38		
0,600	2,84		
0,800	3,69		
1	4,47		

Tabelle 3.1: Aus [8] entnommene Stützstellen für die Dosiskonversion nach ICRU 47 für Photonen

3.3.2 Konversion nach ICRP 21

Zum Verständnis der bei der Berechnungen bei bekannter Neutronenquelle in Kapitel 6 verwendeten Bewertungsfaktoren nach ICRP 21 müssen die beiden Effekte zunächst betrachtet werden, die in der Dosimetrie von Neutronen besonders bedeutend sind [28]:

1. Die Neutronen, die mit Materie wechselwirken, erzeugen sekundäre schwere, geladene Teilchen, die in Abhängigkeit ihrer Ionisationsdichte Schädigungen in biologischem Gewebe hervorrufen können.
2. Die spektrale Verteilung der Neutronen und die induzierten Photonen an einem Aufpunkt innerhalb eines biologischen Gewebes hängen maßgeblich von der Größe, der Form und der chemischen Zusammensetzung des umgebenden Materials ab.

Punkt 1 wurde erstmalig in der ICRP 21 berücksichtigt durch das Einführen eines vom linearen Energietransfer (LET) abhängigen Qualitätsfaktor, der die bisherigen radiobiologischen Beobachtungen widerspiegelt [28]. Die Berücksichtigung des zweiten Punktes wurde durch die Berechnung von Konversionskoeffizienten auf Basis eines Phantoms in Form eines aufrechten zylindrischen Körpers, gefüllt mit Wasser, Polystyren und dem sogenannten “Standardgewebe“, umgesetzt. Bei der Berechnung variiert der zu betrachtende Aufpunkt im Phantom in Abhängigkeit der Energie der einfallenden Neutronen d. h. er befindet sich immer im Maximum des Dosisäquivalents (MADE) [8]. Parallel hierzu erfolgte die Entwicklung einer Bewertungsmöglichkeit für Photonen auf dieselbe Art und Weise. Die in MCNPTM zu verwendenden Koeffizienten sind in Tabelle 3.2 zusammengefasst, wohingegen die für MAVRIC in Anhang C.1 zu finden sind.

ICRP 21 für Photonen				ICRP 21 für Neutronen	
Energie, MeV	DL/ Φ , (rem cm ² s/h)	Energie, MeV	DL/ Φ , (rem cm ² s/h)	Energie, MeV	DL/ Φ , (rem cm ² s/h)
0,010	2,78E-06	0,500	9,09E-07	0,000000025	3,85E-06
0,015	1,11E-06	0,600	1,14E-06	0,0000001	4,17E-06
0,020	5,88E-07	0,800	1,47E-06	0,000001	4,55E-06
0,030	2,56E-07	1	1,79E-06	0,00001	4,35E-06
0,040	1,56E-07	1,5	2,44E-06	0,0001	4,17E-06
0,050	1,20E-07	2	3,03E-06	0,001	3,70E-06
0,060	1,11E-07	3	4,00E-06	0,01	3,57E-06
0,080	1,20E-07	4	4,76E-06	0,1	2,08E-05
0,100	1,47E-07	5	5,56E-06	0,5	7,14E-05
0,150	2,38E-07	6	6,25E-06	1	1,18E-04
0,200	3,45E-07	8	7,69E-06	2	1,43E-04
0,300	5,56E-07	10	9,09E-06	5	1,47E-04
0,400	7,69E-07			10	1,47E-04
				20	1,54E-04

Tabelle 3.2: Konversion nach ICRP 21 für Photonen (links) und für Neutronen (rechts) entnommen aus [27]

3.3.3 Konversion nach ANSI/ANS-6.1.1-1977

Die Stützpunkte nach dem ANSI/ANS-6.1.1-1977-Standard aus [27] sind in Anhang C.3 ausgelagert, da sie als alternative Bewertungsgröße für sekundär erzeugte Photonen bei der Nachrechnung mit MCNPTM in Kapitel 6 verwendet werden.

3.3.4 ICRP 60 für Neutronen nach Leuthold et al.

In Anknüpfung an die Bewertung in der ICRP 21 wurde das Modell der sogenannten ICRU-Kugel, die einen Durchmesser von 30 cm hat und mit einem repräsentativen Gewebematerial gefüllt ist, entwickelt. Hier wird nicht mehr das Maximum des Dosisäquivalents bestimmt, sondern es werden Bewertungsfaktoren auf Basis eines Aufpunkts in einem fest definierten Abstand von der Oberfläche im Kugellinneren berechnet. Mit

dieser Umstellung ging die Definition des Umgebungsdosisleistungsäquivalents (“ambient dose equivalent“) einher, gegen das so umgerechnete Größen ab diesem Zeitpunkt bewertet werden müssen. Nachdem die ICRU den Abstand des Aufpunktes auf 10 mm von der Kugeloberfläche festsetzte, berechneten Leuthold, Mares und Schraube in ihrer Veröffentlichung 1992 [28] die zugehörige Koeffizienten für Neutronen, die in Tabelle 3.3 dargestellt sind. Die in der Tabelle grau hinterlegten Wertepaare wurden über eine Log-Log-Interpolation hinzugefügt, um die Konversion in der Transportrechnung adäquat durchführen zu können. Bei den Berechnungen bei bekannter Neutronenquelle in Kapitel 6 wird diese Bewertungsmöglichkeit als Alternative zur ICRP 21 verwendet und nur bei der Berechnung mit MCNPTM verwendet.

ICRP 60 für Neutronen interpretiert nach Leuthold et al.					
Energie, MeV	H*(10)/Φ, (pSv cm ²)	Energie, MeV	H*(10)/Φ, (pSv cm ²)	Energie, MeV	H*(10)/Φ, (pSv cm ²)
0,00000001	10,97	0,1	105,40	3,5	523,40
0,00000002	12,16	0,176	179,30	4,5	478,41
0,00000005	14,38	0,252	244,80	5,5	430,20
0,00000008	15,30	0,314	286,68	7,25	408,00
0,0000001	15,71	0,376	322,90	9	411,20
0,0000002	16,42	0,438	357,41	11,25	444,94
0,0000005	16,15	0,5	383,70	13,5	482,50
0,000001	16,05	0,573	397,15	16,75	523,51
0,00001	13,59	0,646	404,60	20	557,40
0,0001	11,39	0,736	408,32	25	597,95
0,001	9,45	0,825	421,90	30	629,30
0,002	9,86	0,913	463,16		
0,005	9,78	1	503,60		
0,0075	11,41	1,25	511,23		
0,01	13,28	1,5	488,00		
0,017	17,97	1,8	475,32		
0,023	23,57	2,1	465,90		
0,037	41,22	2,4	458,12		
0,05	59,92	2,7	460,00		
0,075	84,10	3,1	494,34		

Tabelle 3.3: Stützstellen für die Dosiskonversion nach der Interpretation der ICRP 60 von Leuthold et al. für Neutronen

3.3.5 ICRP 60 nach ICRP 74 für Photonen und Neutronen

Nach der Berechnung der Umrechnungsfaktoren durch Leuthold et al. veröffentlichte die ICRP ihrerseits in der ICRP 74 [8] zugehörige Koeffizienten, die ab diesem Zeitpunkt bis heute noch Anwendung finden. Die mit MCNPTM ermittelten spektralen Photonen- bzw. Neutronenflussdichten werden in effektive Umgebungsdosisleistungen $H^*(10)$ [29] unter Verwendung der Dosiskonversionsfaktoren nach ICRP 74 [8] umgerechnet. Anstelle der empfohlenen 4-Punkt-Lagrange-Interpolation zwischen den Energiestützpunkten

und den Dosiskonversionsfaktoren kann in MCNPTM nur eine Kombination aus linearer bzw. logarithmischer Interpolation gewählt werden. Daher werden die Dosiskonversionsfaktoren für Photonen nach [8] um acht und die für Neutronen um fünf Stützpunkte erweitert, so dass die Abweichung von den durch Lagrange-Interpolation ermittelten Dosiskonversionsfaktoren immer unter 1 % liegt. Die in MCNPTM verwendeten modifizierten $H^*(10)$ -Dosiskonversionsfaktoren sind in den Tabellen 3.4 und 3.5 zusammengestellt. Die zusätzlichen Wertepaare sind grau hinterlegt.

ICRP 74 für Photonen			
Energie, MeV	$H^*(10)/\Phi$, (pSv cm ²)	Energie, MeV	$H^*(10)/\Phi$, (pSv cm ²)
0,010	0,061	0,240	1,44
0,015	0,83	0,300	1,80
0,017	0,96	0,400	2,38
0,020	1,05	0,500	2,92
0,024	0,98	0,600	3,44
0,030	0,81	0,800	4,39
0,040	0,64	1	5,19
0,050	0,55	1,2	5,89
0,060	0,51	1,5	6,89
0,069	0,51	2	8,61
0,080	0,53	3	11,1
0,089	0,56	4	13,4
0,100	0,61	5	15,5
0,120	0,71	6	17,6
0,150	0,89	8	21,6
0,170	1,01	10	25,6
0,200	1,20		

Tabelle 3.4: Stützstellen für die Dosiskonversion nach ICRP 74 in $H^*(10)$ für Photonen [8]

ICRP 74 für Neutronen					
Energie, MeV	$H^*(10)/\Phi$, (pSv cm ²)	Energie, MeV	$H^*(10)/\Phi$, (pSv cm ²)	Energie, MeV	$H^*(10)/\Phi$, (pSv cm ²)
0,000000001	6,60	0,00707	8,89	6,0	400
0,00000001	9,00	0,01	10,5	7,0	405
0,0000000253	10,6	0,0141	12,9	8,0	409
0,0000000503	11,9	0,02	16,6	9,0	420
0,0000001	12,9	0,03	23,7	10,0	440
0,0000002	13,5	0,05	41,1	12,0	480
0,0000005	13,6	0,07	60,0	14,0	520
0,000001	13,3	0,1	88,0	15,0	540
0,000002	12,9	0,15	132	16,0	555
0,000005	12,0	0,2	170	18,0	570
0,00001	11,3	0,3	233	20,0	600
0,00002	10,6	0,5	322	23,5	594
0,00005	9,90	0,7	375	30,0	515
0,0001	9,40	0,9	400	50,0	400
0,0002	8,90	1,0	416	75,0	330
0,0005	8,30	1,2	425	100,0	285
0,001	7,90	2,0	420	125,0	260
0,002	7,70	3,0	412	150,0	245
0,00347	7,61	4,0	408	175,0	250
0,005	8,00	5,0	405	201,0	260

Tabelle 3.5: Stützstellen für die Dosiskonversion nach ICRP 74 in $H^*(10)$ für Neutronen [8]

3.3.6 Vergleich von ICRU 47 und ICRU 57

Im Validierungsexperiment mit bekannter γ -Quellstärke (Kapitel 4) werden die Gamma-Energiedosisleistungen in MAVRIC über die Konversionsfunktion der ICRU 57 und in MCNPTM über die ICRU 47 berechnet. Zur Vergleichbarkeit der Ergebnisse werden die Abweichungen beider Standards hier quantifiziert. Die in MCNPTM verwendeten Konversionsfaktoren aus der ICRU 47 werden mittels Interpolation an den Stützstellen generiert, die den in MAVRIC hinterlegten entsprechen (vgl. Tabelle C.3). Abschließend wird die Abweichung des interpolierten ICRU-47-Wertes vom ICRU-57-Wert untersucht: $(\text{ICRU 57} / \text{ICRU 47}(\text{interpol.}) - 1)$. Es ist festzustellen (vgl. Abbildung 3.1), dass die Abweichung im für die Messungen relevanten Energiebereich (0 MeV - 1,385 MeV) im Mittel ca. 1,3 % und lokal maximal 3,8 % beträgt. Bei sehr niedrigen Energien ist eine sehr hohe Abweichung zu beobachten (-57,25 %), die aber keinerlei Auswirkung auf die Vergleichbarkeit der Ergebnisse hat, da der niederenergetische Bereich nicht maßgeblich zur Energiedosisleistung beiträgt (vgl. Abbildung 3.1, gestrichelte Linie). Es bleibt festzuhalten, dass ggf. auftretende Unterschiede in der Berechnung von Energiedosisleistungen zwischen MCNPTM und MAVRIC von bis zu ca. 2 % durch die unterschiedlichen Konversionsfunktionen erklärt werden können. Bei größeren Differenzen ist die Ursache an anderer Stelle zu suchen.

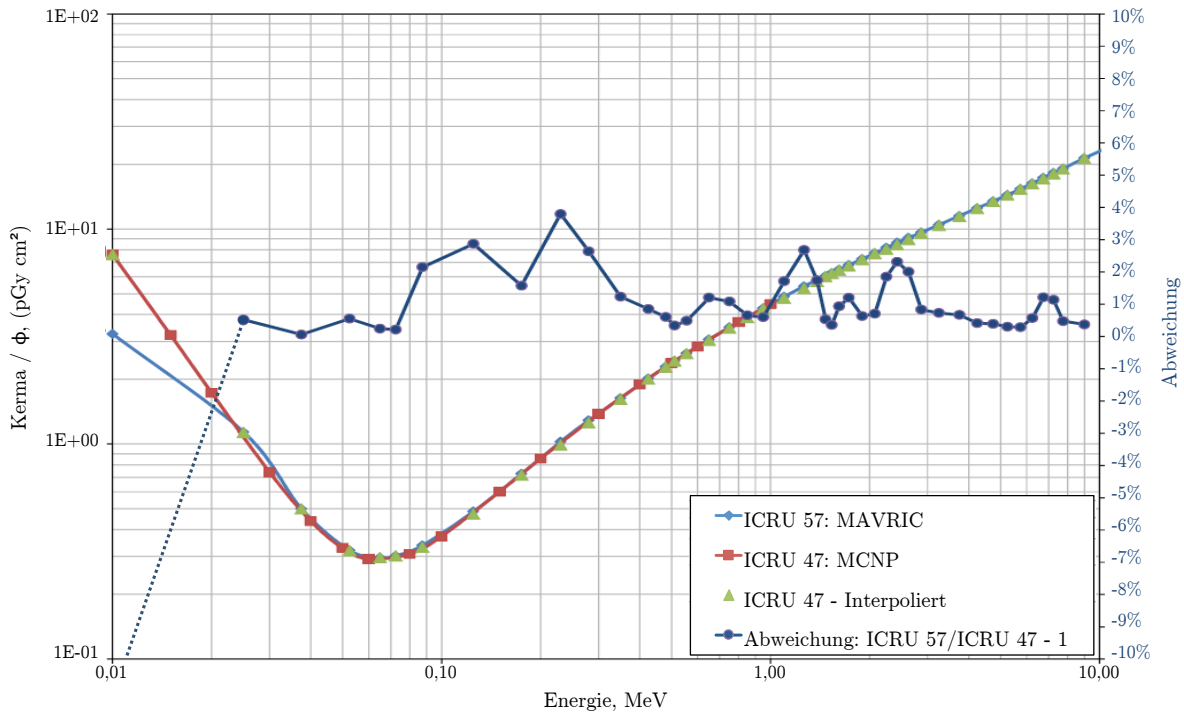


Abbildung 3.1: Vergleich von ICRU 47 und ICRU 57 für Photonen

Kapitel 4

Berechnung von Dosisleistungen aus einer gegebenen Gammaquellstärke bei mehrschichtigen Abschirmungen

In diesem Kapitel wird untersucht, wie genau Fluenzen bzw. Dosisleistungen bei mehrschichtigen Abschirmungen unter Einsatz von Monte-Carlo-Methoden für hochenergetische Gammastrahlung (^{60}Co) bestimmt werden können.

Hierzu wird ein Benchmark-Experiment herangezogen [30], bei dem sämtliche Randbedingungen bekannt sind (Abschnitt 4.1): Eine ^{60}Co -Punktquelle mit bekannter Aktivität wird in einem Transportbehälter positioniert und die Energiedosisleistung in verschiedenen Abständen und Höhenlagen mit einer hochpräzisen Ionisationskammer außerhalb des Behälters gemessen. Zudem werden durch Einschub von verschiedenen dicken Blei- und Polyethylenschichten in den Strahlengang unterschiedliche Abschirmkonfigurationen erzeugt. Blei simuliert dabei abschirmende Materialien mit hoher Kernladungszahl Z , wohingegen Polyethylen-Einsätze stellvertretend für die im TLB vorhandenen Moderatorstangen (vgl. Abbildung 2.1) stehen. Durch axiale und radiale Verschiebung der Quelle relativ zur Messposition wird dabei eine Schrägeinstrahlung, z. B. repräsentativ für in einen Tragkorb eingestellte Brennelemente, betrachtet.

Alle vermessenen Konfigurationen werden danach sowohl mit dem Programm MCNPTM als auch mit MAVRIC modelliert und die Energiedosisleistungen an den im Experiment definierten Aufpunkten bestimmt (Abschnitt 4.2). Dabei werden auch ggf. auftretende Einflüsse durch die Charakteristik der verwendeten Detektoren rechnerisch einbezogen und ihr Effekt quantifiziert. Abschließend erfolgt ein Messwert-Rechenwert-Vergleich, um die Unterschiede zwischen Rechnung und Messung zu bestimmen.

4.1 Benchmark-Experiment

In diesem Abschnitt werden der Aufbau des Experiments und die Charakteristika der eingesetzten Komponenten erläutert. Besonderes Augenmerk liegt dabei auf der möglichst präzisen Bestimmung der Quellstärke der ^{60}Co -Quelle deren Unsicherheit entscheidend für die Auswertung der Messreihe ist. Abschließend wird auf eine mögliche aufbaubedingte systematische Unsicherheit hingewiesen, deren Auswirkung im Berechnungsteil (Abschnitt 4.2) noch näher diskutiert wird.

4.1.1 Aufbau

Die Messungen fanden in einer durch dicke Betonwände abgeschirmten Halle statt. Als Messgeräte wurden das UNIDOS-Referenz-Dosimeter (Abschnitt D.1.1) und alternativ das automess 6150AD (Abschnitt D.1.2) eingesetzt. Die Halle ist ca. 25 m lang und 13 m breit bei einer maximalen Höhe von ungefähr 20 m. Ihre Betonwände sind ca. 2 m dick und bieten somit ausreichende Strahlenabschirmung auch für hochenergetische Gammastrahlung. Die Halle (Abbildung 4.1) wurde für zwei verschiedene Messwertaufnahmen benutzt: Zum einen für einen Vorversuch, der eine Freistrahlmessung zur Bestimmung der Aktivität der ^{60}Co -Quelle beinhaltet, worauf in Abschnitt 4.1.3 noch eingegangen wird, und zum anderen für Messungen an den abgeschirmten Konfigurationen des Versuchsbehälters auf die in diesem Abschnitt eingegangen wird. Der dafür eingesetzte Behälter wurde etwas abseits der Hallenmitte auf einer 10 mm dicken Holzunterlage aufgestellt. Eine detaillierte Beschreibung der verwendeten abschirmenden Komponenten sowie die Darstellung zur Handhabung der ^{60}Co -Quelle sind in den Abschnitten 4.1.2 bzw. 4.1.3 zu finden.

Um die Messgeräte in möglichst genau definierten Abständen und Messhöhen reproduzierbar zu positionieren, wurde eine mechanische Messbank (Abbildung 4.2) konstruiert und gefertigt. Spezielle Halterungen für die unterschiedlichen Messgeräte und Ionisationskammern (Abschnitt D.1.1) sind derart ausgeführt, dass der Referenzpunkt aller Gerätetypen den gleichen Abstand zur Behälterwand aufweist und dass ein einfacher Gerätewechsel möglich ist. Die Behälterposition blieb bei allen Messungen unverändert. Die Messbank wurde vor Ort neben dem Behälter montiert, nivelliert und auf die Behältermitte ausgerichtet. Mittels der Messbank war es möglich, die Abstände der Messsonden zum Behälter sowie die Messhöhen mit einer Wiederholgenauigkeit von ± 1 mm einzustellen, so dass die Positioniergenauigkeit keine zu berücksichtigende Unsicherheit darstellt. Die Standard-Messpositionen inklusive der versuchsrelevanten Komponenten sind in der Modellbeschreibung in Abschnitt 4.2.1 beschrieben.

Die Messungen erfolgten am stehenden Behälter in verschiedenen radialen Entfernungen vom Behältermantel, d. h. an der Oberfläche (16,5 cm), in 0,5 m, 1 m, 1,5 m und

2 m sowie auf bis zu drei Messebenen, wobei Bleieinsätze mit Manteldicken von 20 mm, 60 mm und 80 mm sowie PE-Hohlzylinder zum Einsatz kamen (vgl. Abschnitt 4.1.2). Der kleinste radiale Abstand von 16,5 cm resultiert aus der Größe der 10- ℓ -Ionisationskammer, die nicht näher an den Behälter gebracht werden konnte, um Wandkontakt zu vermeiden. Zur Durchführung der Messungen wurde die Quelle, am Hallenkran hängend, direkt über dem Behälterdeckel positioniert und über einen flexiblen Schlauch an das offene Ende der Ausfahrspitze gekoppelt (Abbildung 4.2). Da die Quelle während des Ausfahrens aus dem Abschirmbehälter durch das flexible Rohr nicht abgeschirmt ist, wurde auf dem Behälterdeckel eine zylindrische Bleizusatzabschirmung zum Schutz der Messgeräte positioniert.

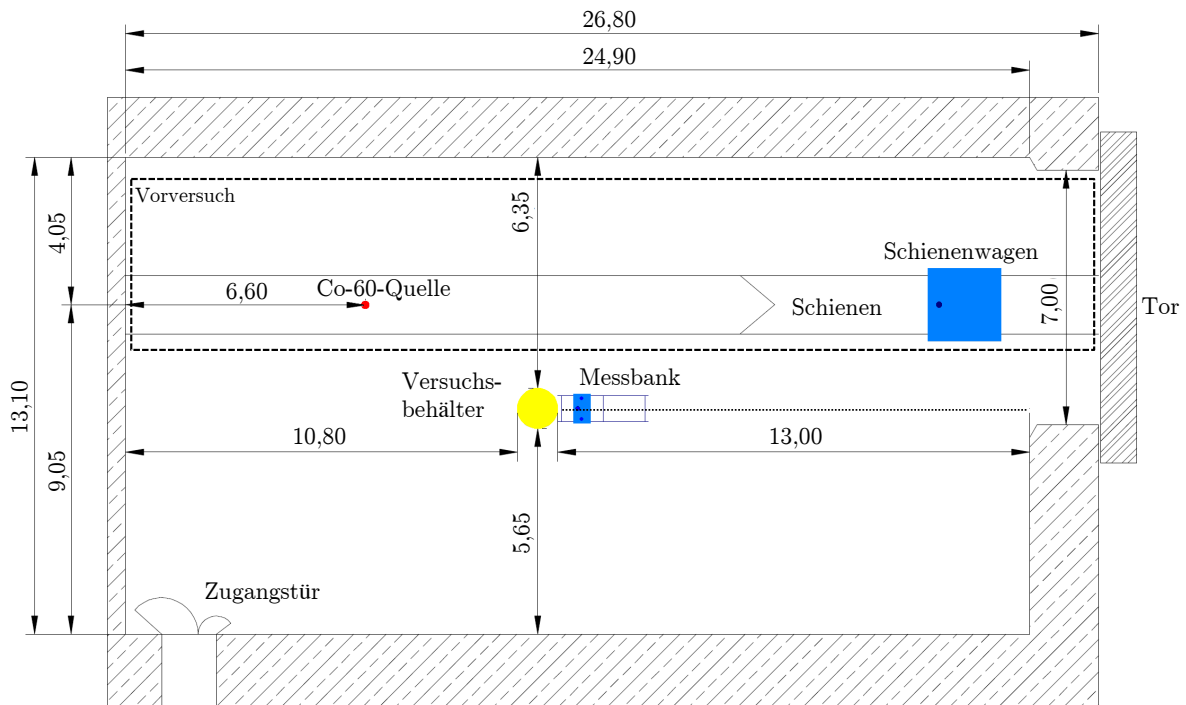


Abbildung 4.1: Lage der Messplätze in der Experimentierhalle (Maße in m)

Die Messungen sind inklusive ihres Durchführungsdatums in Tabelle 4.1 mit ihren wesentlichen Charakteristika zusammengefasst. Die Bezeichnungen der Quellpositionen werden in Abschnitt 4.1.3 näher erläutert. In allen nachfolgenden Abschnitten dieses Kapitels erfolgt die Benennung der Messungen durch Verbindung von Konfiguration und Setup mittels Unterstrich. So wird zum Beispiel die Messung in der kein Bleieinsatz im Behälter ist und sich die Quelle axial mittig, radial zentral und bei einem Winkel von 0° befindet mit K1_01 bezeichnet.

Gemessene äußere Randbedingungen wie der Umgebungsdruck, die Lufttemperatur und die relative Luftfeuchte werden nicht explizit angegeben, da eine rechnerische Pa-

parameterstudie über MCNPTM zeigte, dass deren Einfluss auf die gemessenen Dosisleistungen im betrachteten Abstandsbereich von bis zu 2 m zum Behältermantel mit Abweichungen kleiner als 0,05 % vernachlässigt werden kann.

Die statistische Unsicherheit der Messung wird durch Mehrfachaufnahme bestimmt sowie der natürliche Strahlungsuntergrund je Messposition, bestimmt in K5_01, in Abzug gebracht.

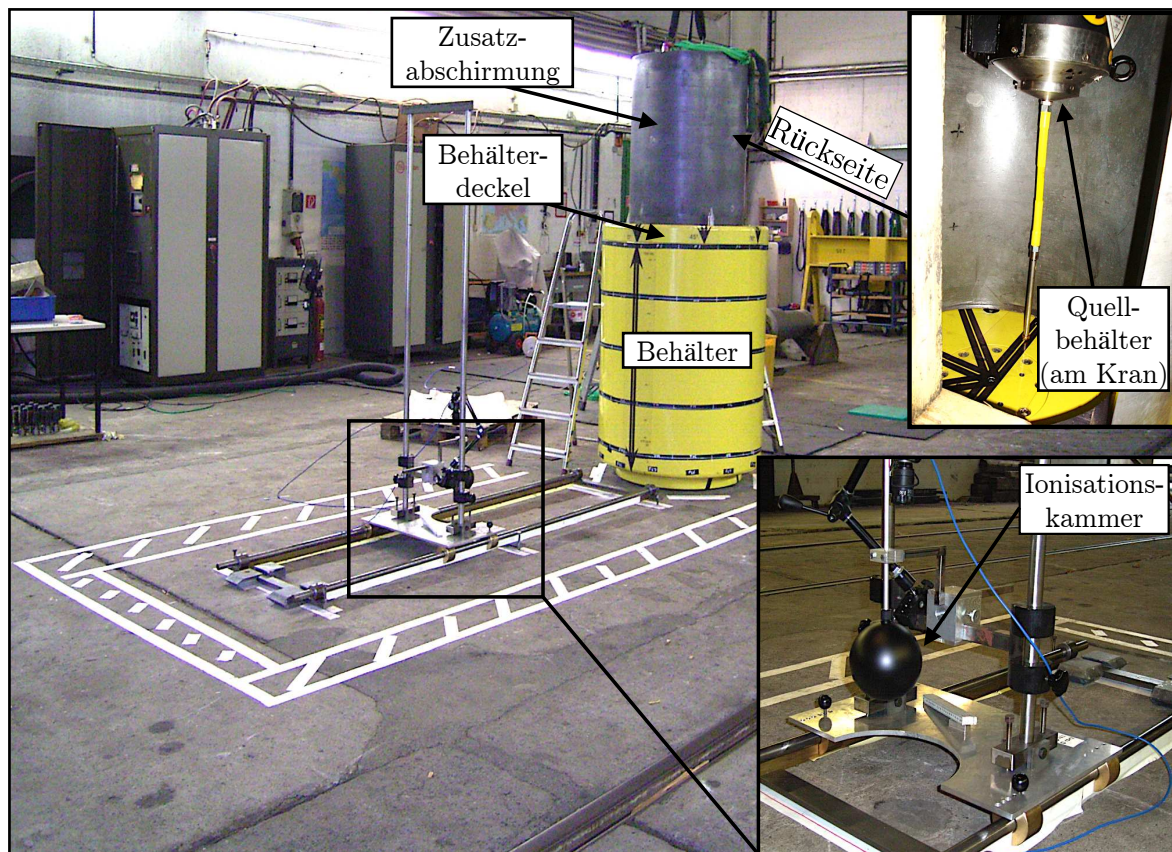


Abbildung 4.2: Messbank mit eingebauter 1-ℓ-Ionisationskammer im Bunker der GfR

4.1.2 Qualifizierung und Beschreibung der Komponenten

Sowohl der verwendete Behälterkörper, als auch die verwendeten Bleieinsätze stammen aus der Serienproduktion, d. h. sie wurden nicht speziell für die Durchstrahlungsmessungen gefertigt. Nach der Fertigstellung der Komponenten erfolgte eine detaillierte geometrische Vermessung, so dass die für die Abschirmwirkung relevanten Abmessungen, insbesondere die Waddicken, möglichst genau bekannt sind. Die bei der Berechnung einfließenden relevanten Maße sind in der Modellbeschreibung dokumentiert (Abschnitt 4.2.1).

Konfiguration	Setup	Bleidicke mm	PE-Dicke mm	Quelllage axial radial Winkel, °			Messebene oben mitte unten			Bemerkung	Datum (Versuchstag)
K0	1 2			Aktivitätsbestimmung im Freistrahlf ohne Abschirmung						natürlicher Untergrund Kalibrierung, Kerma, Abstandsmessung	8.11.2010 8.11.2010
K1	1	0	0	mitte	zentral	0	x	x	x	Wiederholungen	8.11.2010
	2		0	mitte	zentral	0	x	x	x	mit DL-Messgerät AUTOMESS 6150	9.11.2010
	4		0	unten	zentral	0		x	x		11.11.2010
	5		0	unten	zentral	0		x		Referenzmessung mit 30-cm-Kammer	11.11.2010
	7		0	mitte	Radius/2	0		x	x		9.11.2010
	8		0	mitte	Radius	0	x	x	x		9.11.2010
	9		0	unten	Radius	0		x	x		12.11.2010
	12		0	mitte	Radius	45		x		Quelle aus Messachse gedreht (exzentrisch)	12.11.2010
	13		0	mitte	Radius	90		x	x		12.11.2010
	14		0	mitte	Radius	135		x			12.11.2010
	15		0	mitte	Radius	180		x			12.11.2010
	16		80	mitte	zentral	0		x	x		18.11.2010
	17		190	mitte	zentral	0		x	x		18.11.2010
	18		270	mitte	zentral	0		x	x		18.11.2010
	23		0	oben	zentral	0	x	x			11.11.2010
	24		0	oben	Radius	0	x	x			11.11.2010
K2	1	20	0	mitte	zentral	0		x	x		15.11.2010
	2		0	unten	zentral	0		x	x		15.11.2010
K3	1	60	0	mitte	zentral	0	x	x	x	mit DL-Messgerät AUTOMESS 6150	15.11.2010
	2		0	mitte	zentral	0	x	x	x		15.11.2010
	4		0	unten	zentral	0		x	x		16.11.2010
	5		0	mitte	Radius/2	0		x			16.11.2010
	6		0	mitte	Radius	0	x	x	x		16.11.2010
	7		0	mitte	Radius	90		x	x		16.11.2010
	8		0	mitte	Radius	180		x			16.11.2010
	9		0	unten	Radius	0		x			16.11.2010
	10		80	mitte	zentral	0		x	x		17.11.2010
	12		80	unten	zentral	0		x	x		17.11.2010
	22		190	mitte	zentral	0		x	x	Messung mit 10-l-Kammer	17.11.2010
K4	1	80	0	mitte	zentral	0		x	x		18.11.2010
	2		0	mitte	zentral	0		x	x	Messung mit 10-l-Kammer	19.11.2010
	3		0	mitte	zentral	0	x (Untergr.)	x	x	Szintillatorsonde & Untergrund: Quelle in Beh.+ Blei	19.11.2010
	4		0	unten	zentral	0		x	x	Messung mit 10-l-Kammer	19.11.2010
K5	1	Untergrund		Quelle außerhalb der Halle			Messung im Halleninnenraum			natürlicher Untergrund	19.11.2010

Tabelle 4.1: Untersuchte Versuchskonfigurationen und deren Charakteristika

Die Werkstoffzusammensetzungen stammen aus der Fertigungsdokumentation des Herstellers. Da der Behälterkörper aus Guss vollständig mittels Ultraschall geprüft wurde, ist bekannt, dass keine für die Durchstrahlungsmessungen relevanten Fehlstellen vorhanden sind. Die verwendeten Bleieinsätze aus Reinblei ($> 99,94$ Gew.-% Blei nach DIN EN 12659 für PB940R [31]) mit nominalen Waddicken von 20 mm, 60 mm und 80 mm sind aus gewalzten Blechen, ggf. mehrschichtig, aufgebaut und können daher auch als homogen in ihrer Abschirmwirkung betrachtet werden. Dennoch wurden sowohl der Behälterkörper als auch die Bleieinsätze einer vollständigen radiologischen Durchstrahlungsprüfung unterzogen, um sicherzustellen, dass die Komponenten ggf. azimuthal so positioniert werden, dass keine Gefügauflockerungen im Strahlengang vorhanden sind. Die Untersuchung ergab, dass insgesamt keine die Abschirmwirkung nennenswert beeinflussenden Einschlüsse oder Inhomogenitäten in den Versuchskomponenten vorliegen und somit die zur Durchführung der Messungen - in der Messachse liegenden - durchstrahlten Bereiche gleichbleibende homogene Abschirmwirkung aufwiesen.

Der Behälterdeckel aus Guss stammt ebenfalls aus der Serienproduktion und wird zur radialen Positionierung der Quelle mit zusätzlichen Durchführungen versehen (vgl. Abschnitt 4.1.3). Hinsichtlich der Abschirmwirkung sind keine besonderen Anforderungen an den Deckel zu stellen, da durch ihn keine Beeinflussung der Messergebnisse erfolgt. Während der Messungen wurde der Deckel lose aufgelegt. Seine Positionierung erfolgte durch Führungsbolzen, so dass sowohl die radiale Zentrierung gewährleistet als auch ggf. die Rotation relativ zur Messachse genau festgelegt sind.

Neben der Berücksichtigung TLB-typischer Abschirmgeometrien aus Guss- und Bleischichten wurde auch die Abschirmwirkung des Moderatormaterials PE untersucht. Hierzu wurden ringförmige Säulen aus Polyethylen gefertigt und selektiv verwendet. Durch Kombinationen der beiden Säulen konnten Abschirmdicken in Strahlrichtung von 80 mm, 190 mm und 270 mm erzeugt werden. In Abbildung 4.3 ist beispielhaft eine Konfiguration bei Einsatz aller Komponenten in den Behälterkörper in der Draufsicht dargestellt.

Die Werkstoffzusammensetzungen für die abschirmenden Komponenten sind in der Modellbeschreibung in Abschnitt 4.2.1 zusammengestellt. Die Werkstoffdichten wurden im Anschluss an die Messungen durch Entnahme von Bohrkernen aus den in Richtung der Messachse liegenden Mantelsegmenten bestimmt. Die Dichtemessungen erfolgten nach dem archimedischen Prinzip unter Verwendung einer Präzisionswaage, wobei jede Probe zwei Mal ausgemessen wurde. Die Kalibrierung der Messeinrichtung erfolgte regelmäßig anhand von Referenzkörpern, so dass insgesamt eine sehr geringe Messunsicherheit von $0,0024 \text{ g/cm}^3$ erreicht wurde, die aufgrund der Dichtebeschreibung mit zwei Dezimalstellen nicht weiter zu berücksichtigen ist. Die abgeleitete Dichte beträgt

7,07 g/cm³ für den Behälterwerkstoff sowie 11,34 g/cm³ für die Bleieinsätze. Lediglich im Bereich der Fügepalz des 60 mm dicken Bleieinsatzes ist eine geringfügige Schwankung der Bleidichte festzustellen. Über der Wanddicke des Behälters treten keine Schwankungen auf. Die Werkstoffdicke der PE-Säulen wurde nicht bestimmt. Sie beträgt gemäß Herstellerangabe 0,935 g/cm³ bis 0,940 g/cm³ [32].

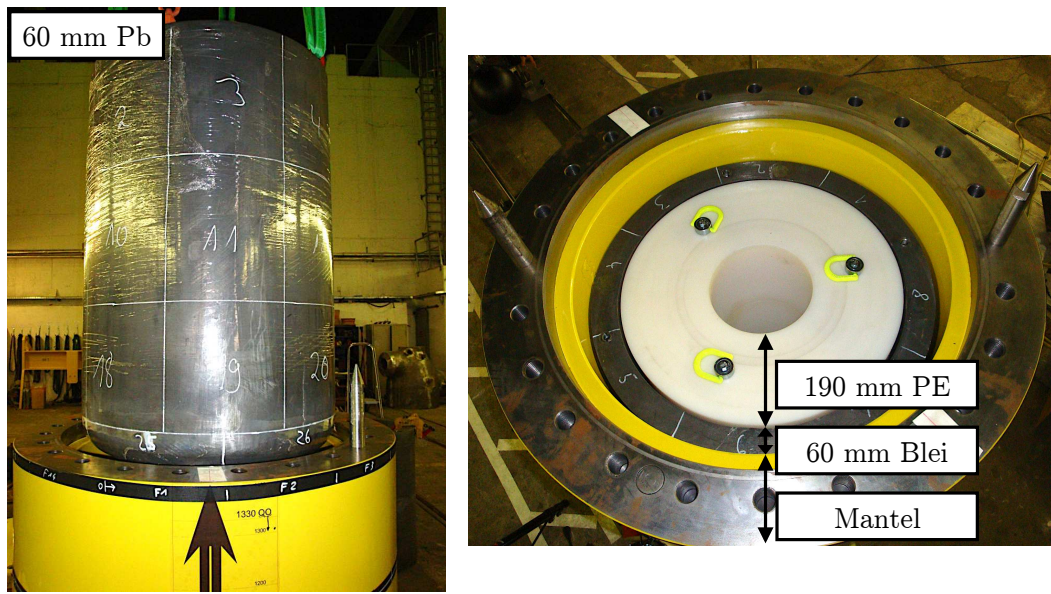


Abbildung 4.3: 60 mm Bleieinsatz bei der Positionierung im Behälter (links) und Konfiguration K3_22 für alle verwendeten Abschirmkomponenten in der Draufsicht (rechts)

4.1.3 Quellbeschreibung und -charakterisierung

Die ⁶⁰Co-Quelle des Typs Gammamat® TK100 [33] verfügt über eine Typ B(U)-Zulassung und wird von einem Abschirmbehälter aus abgereichertem Uran, der von einem Edelstahlmantel eingefasst ist, abgeschirmt. Für Bestrahlungszwecke am Behälter wurde die Quelle mit einem Handseilzug (Bowdenzug) über ein flexibles Rohr in eine so genannte Ausfahrspitze gefahren. Dabei handelt es sich um ein einseitig geschlossenes Edelstahlrohr. Das Ende der Ausfahrspitze bestimmt die Lage der Quelle im ausgefahrenen Zustand. Axial exzentrische Quellungen konnten durch die Höhenlage der Ausfahrspitze realisiert werden (oben, mitte, unten in Tabelle 4.1); die Reproduzierbarkeit wurde durch Verwendung eines auf die Ausfahrspitze geklemmten Stellrings sichergestellt. Radial exzentrische Lagen wurden durch die Bohrungslage im Deckel festgelegt. In Abbildung 4.4 sind diese Positionen entsprechen der in der Versuchsmatrix (Tabelle 4.1) vorgestellten Nomenklatur dargestellt. Schließlich konnte eine exzentrische Lage relativ zur Messachse durch die Kombination von radialer Position und Verdrehung des Behälterdeckels in Schritten von 15° (Bohrungsteilung im Deckelflansch) erreicht werden.

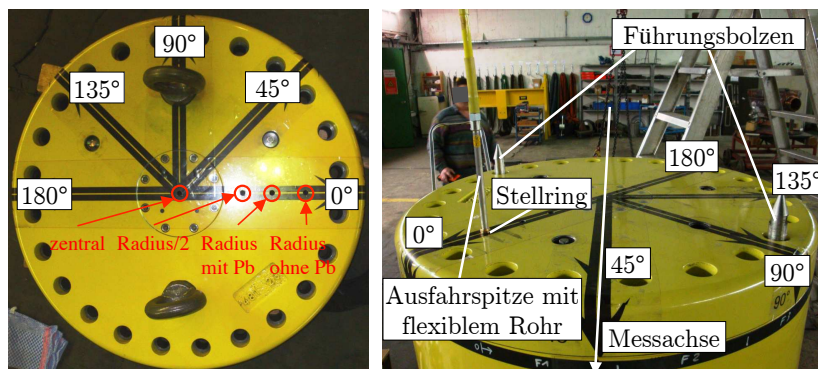
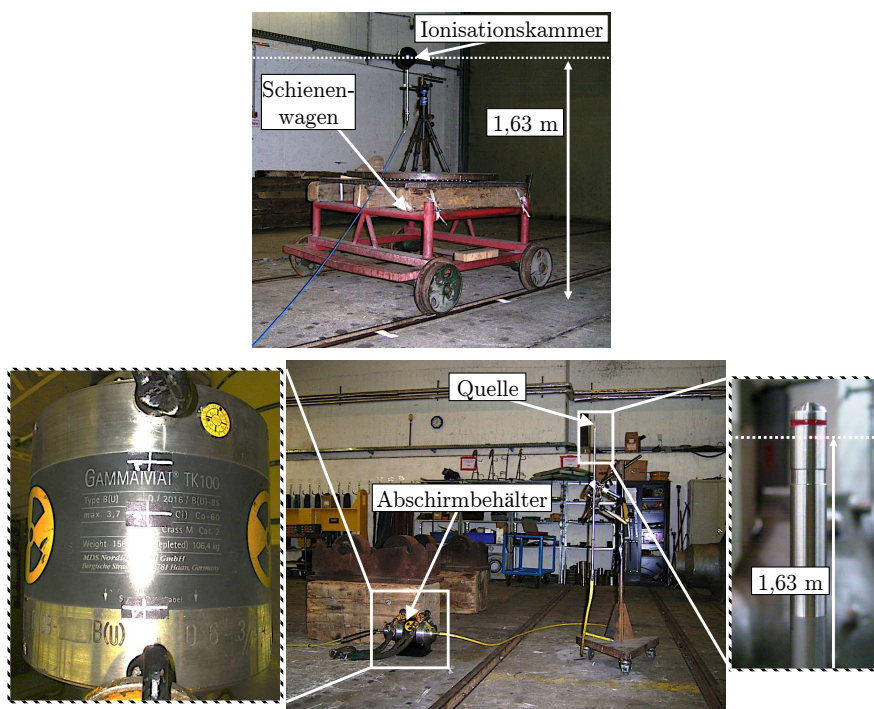


Abbildung 4.4: Exzentrische Quellpositionen und Aufbau am Behälterdeckel

Die Nominalaktivität der in einer Kapsel befindlichen ^{60}Co -Quelle wird vom Hersteller mit einer Unsicherheit von $\pm 10\%$ (rel.) angegeben [33]. Die hohe Unsicherheit würde sich linear in alle weiteren Messergebnisse fortpflanzen und ist daher **nicht akzeptabel**. Zur Reduktion der Unsicherheitsbandbreiten wurde deswegen eine zusätzliche Messung durchgeführt (Tabelle 4.1, K0) bei der die Luftkermaleistung K_a an elf Messpunkten in Abständen zwischen 1 m und 15 m zur Quelle im Freistrahahl zum Referenzzeitpunkt 08.11.2010 abzüglich ihres Untergrundes bestimmt wurde (vgl. Abbildung 4.1). Dazu befand sich die Ausfahrspitze für die Quelle in 163 cm Höhe über dem Hallenboden in der Mitte der Schienen und die 1- ℓ -Ionisationskammer des UNIDOS-Dosimeters in gleicher Höhe auf dem Schienenwagen (Abbildung 4.5).

Abbildung 4.5: Aufbau bei der Vermessung der ^{60}Co -Aktivität

Die Luftkermaleistung wurde mit dem UNIDOS-Dosimeter durch N über jeweils eine Minute integrierende Messungen bestimmt. Aus der Standardabweichung der Messwerte s und der Messwertanzahl N ergibt sich die statistische Messunsicherheit $\sigma = \frac{s}{\sqrt{N}}$, die in diesem Fall sehr viel kleiner als die Unsicherheit des Kalibrierfaktors $\sigma_{\text{rel}}^{\text{sys}} = 2\%$ für die 1- ℓ -Ionisationskammer ist.

Die so erhaltenen Messwerte können nun im Rahmen dieser Arbeit rechnerisch ausgewertet werden. Dabei wird durch einen Vergleich von MCNPTM-Berechnung und Messung die ^{60}Co -Aktivität der im Versuch verwendeten Quelle zum Bezugsdatum 08.11.2010 bestimmt. In der Simulation kommt dabei der gleiche Aufbau der ^{60}Co -Quelle mit Kapsel und Ausfahrspitze, die mit dem TK100 verbunden sind, zum Einsatz (Abbildung 4.6), wie er später auch im Rechenmodell bei der Nachrechnung der jeweiligen Messreihe in MCNPTM und MAVRIC verwendet wird (vgl. Abschnitt 4.2.2), um Modellierungseinflüsse auszuschließen.

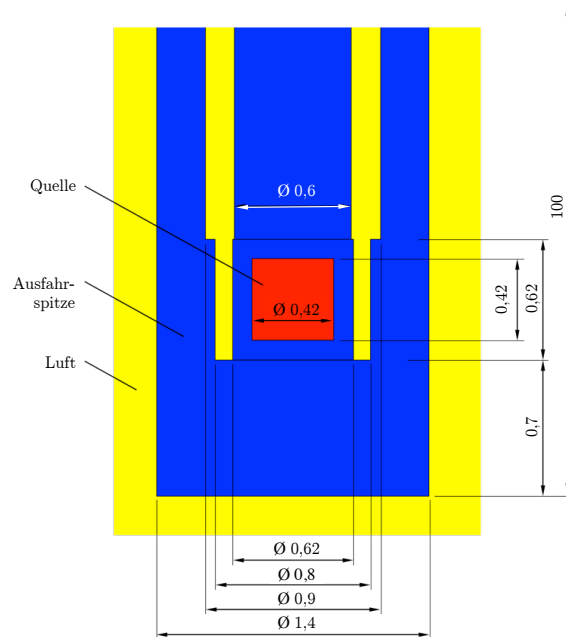


Abbildung 4.6: ^{60}Co -Quellmodell mit abschirmender Stahlstruktur (blau) von Kapsel und Ausfahrspitze (Maße in cm)

Bei der Nachrechnung des Freistahlversuchs werden die Dosisleistungen an den Aufpunkten sowohl über die Verwendung von Punkt(F5)- als auch von Volumendetektoren (F4) bestimmt, so dass voneinander unabhängige Anpassungen durchführbar sind. Damit kann eruiert werden, ob die Detektorgeometrie einen Einfluss auf die abgeleitete Aktivität ausübt. Zur Umwandlung der Photonenflussdichte in Luftkerma kommt die Konversionsfunktion nach ICRU 47 (Abschnitt 3.3.1) zur Anwendung. Die Kermaleistungen werden an den verschiedenen Messpunkten spektral aufgezeichnet, um eine Unterscheidung zwischen direktem und gestreutem Beitrag zu ermöglichen.

Die gesuchte Aktivität entspricht genau dem Skalierungsfaktor zwischen den gemessenen und berechneten Werten, so dass sie durch einen einfachen Vergleich bestimmt werden kann. Dabei werden zwei Ansätze parallel verfolgt: Zum einen werden die vorhandenen Messdaten über Separierung von Streuanteil und freiem Feld ($\sim \text{Abstand}^{-2}$) ausgewertet und zum anderen wird die Aktivität über eine abstandsabhängige Potenzfunktion bestimmt. Bei beiden Analysen fließen sowohl die statistische Unsicherheit aus der Messung, als auch die der Monte-Carlo-Rechnung mit ein. Die relative systematische Unsicherheit aus der Kalibrierung des Messgerätes $\sigma_{\text{sys}}^{\text{rel}} = \pm 2\%$ wird der bestimmten Aktivität abschließend direkt zugeschlagen. Die Anpassungen erfolgen mit Hilfe von ROOT [34], so dass auch die Positionierungsgenauigkeit der Quelle und die damit verbundene Unsicherheit des Abstandes von $\pm 3\text{ mm}$ bei Verwendung des Laser-Entfernungsmessers [35] und von $\pm 1\text{ mm}$ bei Benutzung des Standard-Gliedermaßstabs berücksichtigt werden können.

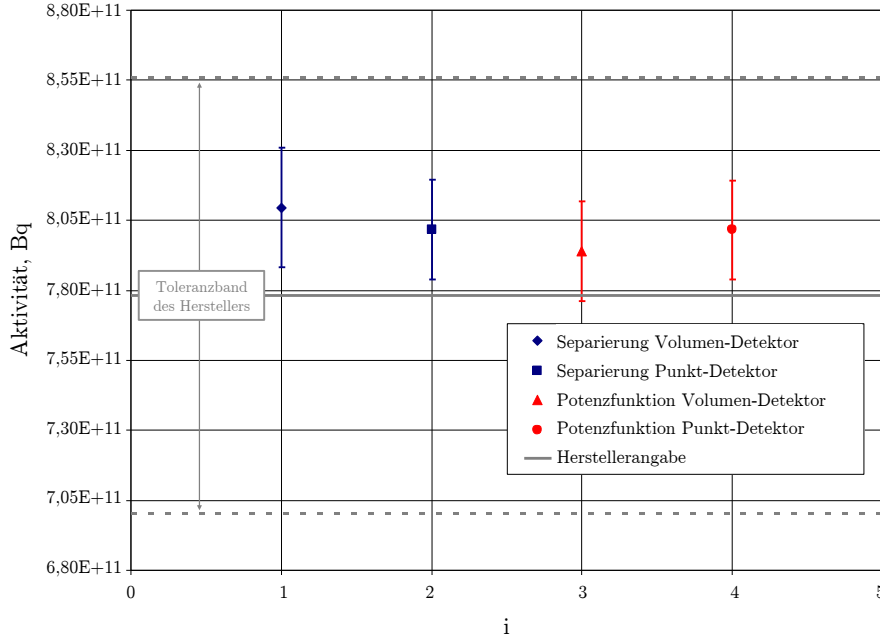


Abbildung 4.7: Gegenüberstellung der abgeleiteten ^{60}Co -Aktivitäten

Die aus den Anpassungen resultierenden vier Aktivitäten ($i \in [1, 4]$) sind innerhalb des Toleranzbandes des Herstellers von $\pm 10\%$ (rel.) inklusive ihrer zusätzlichen messgerätbedingten systematischen Unsicherheiten von $\pm 2\%$ (rel.) in Abbildung 4.7 vergleichend dargestellt. Es ist deutlich zu erkennen, dass alle aus den Anpassungen gewonnenen Aktivitätswerte innerhalb ihres 1σ -Unsicherheitsbandes miteinander vereinbar sind und darüber hinaus im Toleranzband des Herstellers liegen. Somit ist festzustellen, dass die gewählten Anpassungsmethoden konform sind und unabhängig vom in MCNPTM verwendeten Detektortyp konsistente Ergebnisse ausweisen.

Zur Bestimmung des für den rechnerischen Vergleich der Messergebnisse in Verbindung mit dem Quellmodell (Abbildung 4.6) zu verwendenden Aktivitätswertes wird der Mittelwert aus allen vier Anpassungen gebildet sowie die zugehörigen Unsicherheiten nach Gauß fortgepflanzt. Damit ergibt sich als ⁶⁰Co-Aktivität des Gammamat[®] TK100 der GfR zum Bezugszeitpunkt (08.11.2010):

$$A_{\text{TK100}}^{\text{MCNP}-\text{MAV}} = 8,02 \cdot 10^{11} \text{ Bq} \pm 0,38 \% (\text{rel.}) \pm 2 \% (\text{sys.}) \quad (4.1)$$

Damit kann durch die messtechnische Erfassung der entfernungsabhängigen Kermaleistungen in Kombination mit einer differenzierten rechnerischen Analyse eine ⁶⁰Co-Aktivitätsbestimmung mit einer erheblich reduzierten Unsicherheit von lediglich insgesamt $\pm 2,4 \% (\text{rel.})$ erfolgen. Die so ermittelte ⁶⁰Co-Aktivität liegt 24 GBq, also ca. $+3 \% (\text{rel.})$ oberhalb des vom Hersteller angegebenen Nominalwertes.

4.2 Berechnung mit MCNPTM und MAVRIC

Dieser Abschnitt widmet sich der Nachrechnung des zuvor vorgestellten Versuchsprogramms. Die jeweils verwendeten Rechenmodelle mit den ggf. programmspezifischen Näherungen der Realgeometrie werden in Abschnitt 4.2.1 detailliert beschrieben, wobei der Modellierung der ⁶⁰Co-Quelle besondere Aufmerksamkeit gewidmet wird (Abschnitt 4.2.2). Schließlich stellt Abschnitt 4.2.3 die methodische Vorgehensweise und die Berechnung zugehöriger Unsicherheiten dar, um dann im nachfolgenden Teil (Abschnitt 4.2.5) mit den genannten Methoden die Ergebnisse d. h. die Rechenwert-Messwert-Abweichungen darzustellen. Im Anschluss daran kann dann die abschließende Bewertung der Ergebnisse (Abschnitt 4.2.7) als Einordnung der Berechnungsmethoden anhand der bestimmten R/M-Abweichungen erfolgen; hierin werden Sensitivitäten aus der Modellabsicherung (Abschnitt 4.2.4) einbezogen.

4.2.1 Berechnungsmodelle

Das Nominalmodell schließt alle in Tabelle 4.1 dargestellten Messaufbauten mit Ausnahme der Messungen K4_05 und K4_06 ein. Die implementierten Abmessungen des Behälterkörpers aus Gusseisen und dessen optionale Einsätze aus Blei oder Polyethylen werden in Abbildung 4.8 und Abbildung 4.8 vorgestellt. Lediglich die Rundungen im Bodenbereich des Behälters und der Einsätze sowie das fehlende Abschirmmaterial im Deckelbereich infolge der fehlenden Schrauben werden vernachlässigt, da diese Bestandteile in der Regel keine Auswirkungen auf die Messwerte in den gewählten Standard-Detektorpositionen haben. Lediglich die Modelle mit Quellung „unten“ berücksichtigen für den Behälter ohne Einsatz und mit 20 mm sowie 60 mm Bleieinsatz die Abrundungen im Bodenbereich. Im Deckelbereich des Behälters werden die Bohrungen zur Positionierung der Quelle explizit modelliert. Der 80 mm dicke Bleiaufsatz auf dem

Behälterdeckel zur Abschirmung der ^{60}Co -Quelle während des Ausfahrvorganges wird ebenfalls entsprechend seiner realen Positionierung im Durchstrahlungsexperiment im Rechenmodell erfasst (Abbildung 4.8).

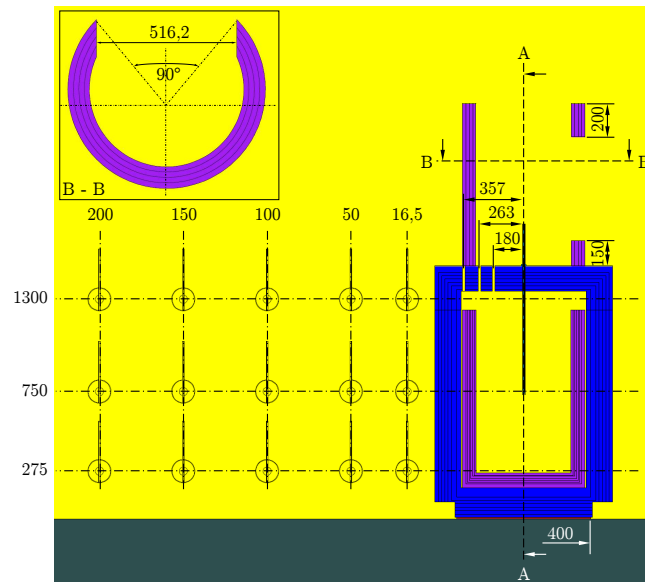


Abbildung 4.8: Behälter mit Position der mantelseitigen Detektoren und Querschnitt durch die deckel-seitige Bleiabschirmung der Quelle

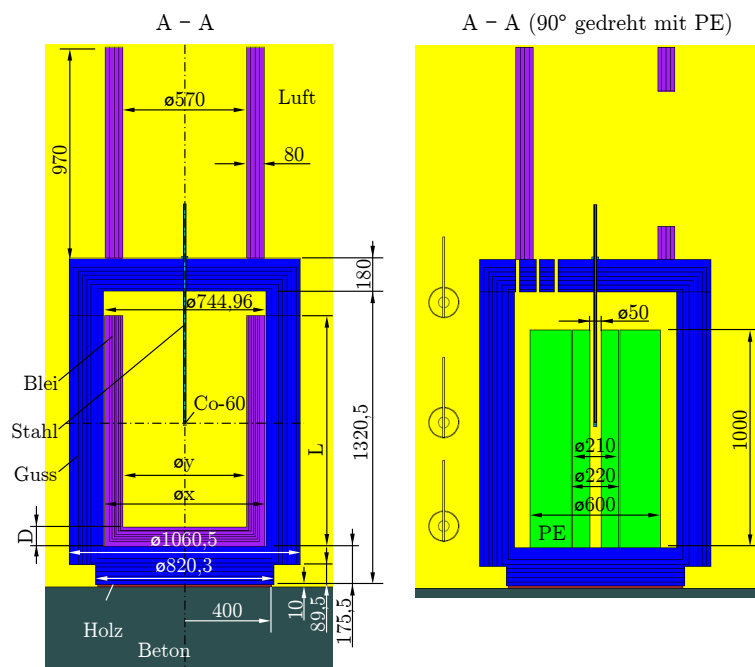


Abbildung 4.9: Abmessungen von Behälter und Bleieinsätzen (links) sowie der PE-Einsätze (rechts) (Schnitt A-A, Abbildung 4.8)

Bezeichnung	Typ	Øx	Øy	D	L
K2_X	20 mm Pb	728,6	688,2	25	1120
K3_X	60 mm Pb	730,8	610,0	70	1080
K4_X	80 mm Pb	732,0	566,8	90	1060

Tabelle 4.2: Abmessungen der variablen Größen aus Abbildung 4.9

Werkstoff- Bezeichnung	Element	Anteil in Gew. -%	Dichte, g/cm ³
Cobalt	Co-60	100	8,9
Stahl	Fe	100	7,8
Blei	Pb	100	11,34
Luft	N	75,65	1,2E-03
	O	23,07	
	Ar	1,28	
Behälter Guss	C	3,62	7,0
	Si	2,30	
	Mn	0,29	
	P	0,02	
	S	0,01	
	Cr	0,08	
	Mo	0,01	
	Cu	0,08	
	Ni	0,05	
	Mg	0,04	
	Fe	93,51	
Beton mit 4,5 Gew.-% Wasseranteil	C	51,67	2,2
	Si-28	17,66	
	Si-29	0,89	
	Si-30	0,59	
	Ca	21,05	
	Al-27	3,83	
	H	0,48	
	O	3,83	
Polyethylen	H	14,37	0,95
	C	85,63	
Holz	H	7,0	0,52
	C	37,4	
	O	55,6	

Tabelle 4.3: Im Abschirmmodell verwendete Materialzusammensetzungen

Die Detektoren sind in verschiedenen radialen Entfernungen vom Behältermantel wie in Abschnitt 4.1.1 beschrieben auf drei Messebenen positioniert. Das Strahlenschutzmessgerät automess 6150AD wird entsprechend dem im Messgerät eingebauten Zählrohr ZP1200 als Zylinder von 4 cm Höhe und 1,5 cm Durchmesser implementiert [36]. Bei Einsatz der Ionisationskammern des PTW UNIDOS-Messsystems werden die bei den

jeweiligen Detektoren aktiven Kugelschalenvolumina modelliert, d. h. 134 mm Außen- und 50 mm Innendurchmesser bei der 1- ℓ -Kammer und 264 mm Außen- und 100 mm Innendurchmesser bei der 10- ℓ -Kammer.

Die Materialzusammensetzungen und verwendeten Dichten sind in Tabelle 4.3 zusammengefasst. Die Zusammensetzung des Behälterwerkstoffs entstammt einer Schmelzanalyse. Das eingesetzte Polyethylen (PE) wird entsprechend der chemischen Zusammensetzung $(\text{CH}_2)_n$ modelliert. Die abschirmende Struktur eines ggf. vorhandenen Bleieinsatzes wird als Blei (Pb) ohne etwaige Verunreinigungen berücksichtigt, da die Einsätze aus Reinblei gefertigt werden. Die Quelle wird als reines ^{60}Co und ihre Edelstahleinfassung als Eisen (Fe) dargestellt. Diese Materialwahl wurde in Abschnitt 4.1.3 bereits zur Bestimmung der ^{60}Co -Aktivität verwendet. Hinsichtlich des Einflusses von nachträglich gemessenen realen Dichten sei auf die abschließende Bewertung in Abschnitt 4.2.7 verwiesen.

4.2.2 Quellmodelle

In der MCNPTM-Simulation zur Ableitung der Aktivität der Quelle in Abschnitt 4.1.3 kommt der gleiche Aufbau der ^{60}Co -Quelle mit Kapsel und Ausfahrspitze, die mit dem Gammamat[®] TK100 verbunden ist, zum Einsatz (Abbildung 4.6), wie sie in den Modellen bei der Nachrechnung der jeweiligen Messreihe in dieser Arbeit verwendet wird. Somit enthält die Aktivität der ^{60}Co -Quelle bereits Einflüsse durch unbekannte bzw. ungenau bekannte Größen bei der Modellierung. In allen nun folgenden Berechnungen mit MCNPTM in diesem Kapitel dient das in Abschnitt 4.1.3 definierte Quellmodell mit der Aktivität $A_{\text{TK100}}^{\text{MCNP}-\text{MAV}}$ als Grundlage.

In MAVRIC wird die Quelle vom Material und der Geometrie her analog zu der in Abschnitt 4.1.3 modelliert. Wie in der Programmbeschreibung (Abschnitt 3.2) dargestellt, liegt die Wirkungsquerschnittsbibliothek für MAVRIC energiegruppenweise und nicht, wie in MCNPTM, kontinuierlich vor. Dementsprechend ist es in MAVRIC nur möglich, die Gammalinien des Quellnuklids ^{60}Co in die durch die Bibliothek vorgegebene Energiegruppenstruktur einzuordnen, so dass Partikel nur mit der jeweiligen gruppengemittelten Energie starten. Beim ^{60}Co gestaltet sich dies als schwierig, da die ‐obere‐ Energielinie des Nuklids von 1,33 MeV genau auf der Grenze zwischen zwei Energiegruppen liegt (Tabelle 4.4). Zur Quantifizierung des Einflusses möglicher Verfahrensweisen auf die Rechenergebnisse werden daher verschiedene Aufteilungen der 1,33 MeV-Linie in unterschiedlichen Berechnungsfällen $z \in \{1, 2, 3\}$ untersucht.

Die Startwahrscheinlichkeit (Quellstärke) $p_{z,k}$ der einzelnen Energiegruppen E_k mit $k \in \{1, 2, 3\}$ skaliert über das Verhältnis von mittlerer Gruppenenergie $\bar{E}_k$ und zuge-

$$\begin{aligned}
\text{höriger Energielinie } E_j^{60\text{Co}} &= \begin{cases} 1,173 \text{ MeV für } j = 1 \\ 1,33 \text{ MeV für } j = 2 \end{cases} \quad \text{des Nuklids:} \\
p_{1,k} &= \left(\frac{\zeta_k}{\frac{E_1^{60\text{Co}}}{E_1} + 0,5 \cdot E_2^{60\text{Co}} \cdot \sum_{q=2}^3 \frac{1}{E_q}} \right), \quad \text{mit } \begin{cases} \zeta_k = \frac{E_1^{60\text{Co}}}{E_k} \text{ für } k = 1 \\ \zeta_k = \frac{0,5 \cdot E_2^{60\text{Co}}}{E_k} \text{ für } k \in \{2, 3\} \end{cases} \quad \text{und} \\
p_{z,k} &= \begin{cases} \frac{\frac{E_k^{60\text{Co}}}{E_k}}{\frac{E_1^{60\text{Co}}}{E_1} + \frac{E_2^{60\text{Co}}}{E_2}} \text{ für } \begin{cases} z = 2 \wedge k \in \{1, 3\} \text{ mit } E_2^{60\text{Co}} = E_3^{60\text{Co}} \\ z = 3 \wedge k \in \{1, 2\} \end{cases} \\ 0, \text{ für } \begin{cases} z = 2 \wedge k = 2 \\ z = 3 \wedge k = 3 \end{cases} \end{cases} . \quad (4.2)
\end{aligned}$$

Durch diese Skalierung muss in der Auswertung der einzelnen Berechnungen eine Anpassung der verwendeten Aktivität um den Faktor F_z erfolgen:

$$F_z = \begin{cases} \frac{1}{2} \cdot \left(\frac{E_1^{60\text{Co}}}{E_1} + 0,5 \cdot E_2^{60\text{Co}} \cdot \sum_{q=2}^3 \frac{1}{E_q} \right) \text{ für } z = 1 \\ \frac{1}{2} \cdot \left(\frac{E_1^{60\text{Co}}}{E_1} + \frac{E_2^{60\text{Co}}}{E_z} \right) \text{ für } z \in \{2, 3\} \end{cases} . \quad (4.3)$$

z	$\bar{E}_z$	F_z	k	1	2	3
			E_k	1,0 - 1,2	1,2 - 1,33	1,33 - 1,44
1	1,1	1,036	$p_{1,k}$	0,5145	0,2538	0,2317
2	1,265	1,013	$p_{2,k}$	0,5262	0	0,4738
3	1,385	1,059	$p_{3,k}$	0,5035	0,4965	0

Tabelle 4.4: Daten zur ^{60}Co -Quellstärkenbestimmung in MAVRIC

4.2.3 Zerfallskorrekturen und Ergebnisdarstellung

Bei der Auswertung der Rechenergebnisse wird die Abnahme der ^{60}Co -Aktivität während der Messkampagne berücksichtigt. Deshalb ist je nach Versuchstag eine Zerfallskorrektur zum Bezugszeitpunkt 08.11.2010, d. h. zum Zeitpunkt der messtechnischen Erfassung der ^{60}Co -Aktivität (Abschnitt 4.1.3), durchzuführen. Hier wird auf eine Fortpflanzung der Unsicherheit der Halbwertszeit $T_{1/2}^{60\text{Co}} = 5,272 \text{ a}$ [37] auf den Korrekturterm verzichtet, da der Beitrag kleiner als 0,01 % (rel.) und damit im Vergleich zur Unsicherheit der Aktivitätsbestimmung vernachlässigbar ist.

Die Ergebnisse werden über die Vergleichsgröße $\Delta = \frac{R}{M} - 1$ bewertet. In alle Berechnungen fließen die Rechen- und Messwerte ($M \pm \sigma_M$, $R \pm \sigma_R$) bzw. ihre zugehörigen relativen Unsicherheiten ($\sigma_M^{\text{rel}} = \frac{\sigma_M}{M}$, $\sigma_R^{\text{rel}} = \frac{\sigma_R}{R}$) ein. Liegt, wie bei der Messung mit dem UNIDOS-Referenzdosimeter, eine systematische Unsicherheit (z. B. $\sigma_{\text{rel}}^{\text{sys}} = 2\%$ für die 1- ℓ -Ionisationskammer) auf den Messwert M vor, so fließt diese überlagert mit der statistischen in die Unsicherheitsfortpflanzung ein. Die absolute Unsicherheit auf Δ berechnet sich demnach über die Gauß'sche Unsicherheitsfortpflanzung zu:

$$\sigma_\Delta = \frac{R}{M} \cdot \sqrt{(\sigma_R^{\text{rel}})^2 + (\sigma_M^{\text{rel}})^2} . \quad (4.4)$$

Im MCNPTM und MAVRIC fließen die Unsicherheit der Aktivität $\sigma_{A_{\text{TK100}}}^{\text{MCNP_MAV}}$ (Abschnitt 4.1.3) und die Unsicherheit σ_S des Berechnungsergebnis S (Photonenflussdichte gefaltet mit Konversionsfunktion, Abschnitt 3.3.1) in die Unsicherheit des Rechenwertes R ein. Mit $R = 2 \cdot \left(A_{\text{TK100}}^{\text{MCNP_MAV}} \right) \cdot S$ ergibt sich somit für die Unsicherheit:

$$\sigma_R = 2 \cdot \sqrt{(S)^2 \cdot \left(\sigma_{A_{\text{TK100}}}^{\text{MCNP_MAV}} \right)^2 + \left(A_{\text{TK100}}^{\text{MCNP_MAV}} \right)^2 \cdot (\sigma_S)^2} \quad \text{bzw.} \quad (4.5)$$

$$\sigma_R^{\text{rel}} = \sqrt{\left(\sigma_{A_{\text{TK100}}}^{\text{MCNP_MAV}}(\text{rel.}) \right)^2 + (\sigma_S^{\text{rel}})^2} . \quad (4.6)$$

4.2.4 Modellabsicherung

In diesem Abschnitt werden zunächst allgemein die getroffenen Modellannahmen in Bezug auf die Quellpositionierung bei exzentrischer Anordnung bewertet. Diese Analyse erfolgt ausschließlich in MCNPTM, da ggf. auftretenden Unsicherheiten sich in beiden Transportrechnungsmethoden in diesem Punkt gleich auswirken. Abschließend wird auf Unsicherheiten in der Quelldefinition in MAVRIC sowie der Wahl der Wirkungsquerschnittsbibliothek in beiden Programmen eingegangen.

4.2.4.1 Quellverschiebungen

Befindet sich der Gammamat[®] TK100 nicht zentrisch über der Ausfahrspitze, so kann durch das Eigengewicht des Quellbehälters über den Flexschlauch eine radial gerichtete Kraft auf die Ausfahrspitze ausgeübt werden (Abbildung 4.10, links). Damit kann die Quellposition, d. h. das Ende der Ausfahrspitze, im Rahmen des verfügbaren Spiels zwischen Bohrung im Deckel und Außendurchmesser der Ausfahrspitze sowohl radial als auch axial durch Kippen variieren. Bei der Berechnung einer möglichen Exzentrizität wird angenommen, dass das Kippen um den radialen und axialen Mittelpunkt M der Bohrung erfolgt (Abbildung 4.10, rechts). Der maximale Kippwinkel α berechnet sich über

$$\alpha = \arctan \left(\frac{1 \text{ mm}}{180 \text{ mm}} \right) \approx 0,32^\circ .$$

Mit dem Abstand C von der Deckelunterseite zur Quellmitte für die verschiedenen Quellpositionen QP ergeben sich über einfache geometrische Betrachtungen auf Basis von Abbildung 4.10 die Verschiebungen V und H der Quelle aus der Nominalposition, die ebenfalls in Abbildung 4.10 tabellarisch zusammengefasst sind. Es ist zu erkennen, dass die axiale Änderung der Quellposition vernachlässigbar ist (<1 mm). Radial kann sich die Quelle bis zu 6,3 mm aus der idealen Position verschieben.

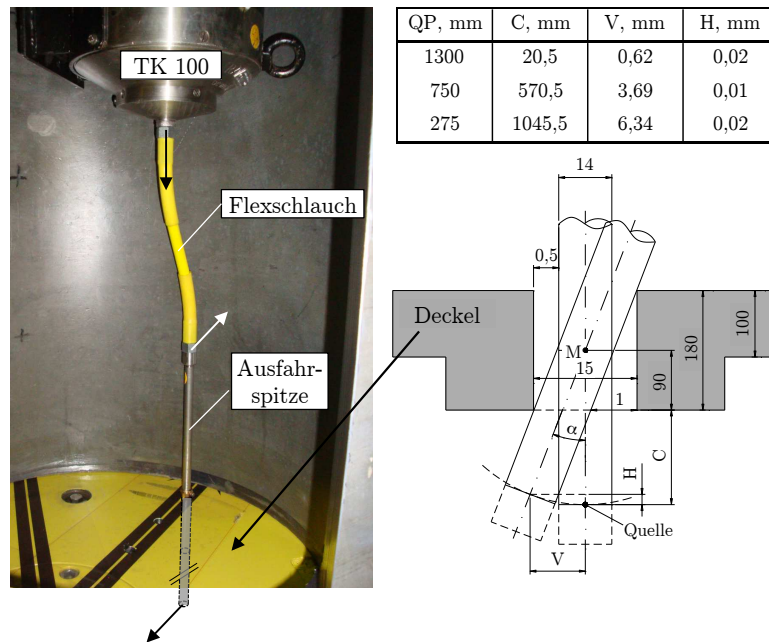


Abbildung 4.10: Verschiebung der Ausfahrspitze durch radial ausgeübte Kräfte (links) und geometrische Zusammenhänge (rechts unten) sowie tabellarisch zusammengefasste Werte für die Quellverschiebung (rechts oben)

Zur Charakterisierung der Auswirkungen der hier aufgeführten systematischen Unsicherheit werden Variationsrechnungen mit MCNPTM durchgeführt. Es werden fünf unterschiedliche radiale Abweichungen a aus der Nominalposition "0" und die daraus resultierenden R/M-Abweichungen für verschiedene Winkelpositionen α der Quelle zur Messachse untersucht. Verschiebungen a zur Behältermitte hin haben ein negatives Vorzeichen und von der Behältermitte weg ein positives. Tabelle 4.5 fasst die Ergebnisse zusammen. In den aufgetragenen Abweichungen vom Nominalwert ergibt sich eine deutliche Streuung außerhalb des $1\text{-}\sigma$ -Bereichs bei den Winkeln 45° und 90° . Liegt die Quelle auf der Behälterachse (0°) so nimmt die Dosisleistung bei Verschiebung zur Behälterwand tendenziell zu; es überwiegt der Direktstrahlungsanteil an der Dosisleistung. Bei Winkeln von 45° , 90° und abgeschwächt bei 135° ist dieses Verhalten aufgrund von Schrägeinstrahlung in die Wand umgekehrt. Bei 180° bleibt die Abweichung im Rahmen der Unsicherheit aufgrund der hohen Entfernung zu den Messpunkten nahezu konstant.

Aus den aufgeführten Gründen sollten zum Ausweis einer Abweichung vom Messwert die für Winkel von 45° und 90° bestimmten Größen nicht einbezogen werden, da hier unvermeidbare geringe Abweichungen bei der Positionierung R/M-Abweichungen von bis zu 40 % bewirken können und die Ergebnisse nicht repräsentativ sind.

Messebene 750 mm, Quellposition nominal: Radius							
Differenz zur Nominalposition							
Diff = $\Delta - \Delta_{\text{Nom}}$	Variation a, cm	Winkel, °					$ \sigma_{\text{Diff}} $
		0	45	90	135	180	
Min.	-1	-5,20%	12,34%	14,36%	4,56%	1,98%	4,00%
	-0,5	-2,56%	7,08%	6,84%	1,75%	1,01%	
	-0,369	-1,85%	5,40%	4,82%	1,23%	0,73%	
	0	-	-	-	-	-	
	0,369	0,35%	-5,79%	-4,48%	-1,37%	-0,81%	
	0,8	0,51%	-20,69%	-10,01%	-3,08%	-1,18%	
Max.	-1	0,25%	49,08%	13,13%	4,20%	2,27%	7,65%
	-0,5	-0,01%	23,53%	5,77%	1,84%	0,99%	
	-0,369	0,03%	17,10%	3,41%	1,34%	0,69%	
	0	-	-	-	-	-	
	0,369	1,50%	-15,71%	-4,12%	-1,33%	-0,61%	
	0,8	4,06%	-21,57%	-10,06%	-2,91%	-1,04%	
Mittelwert	-1	-1,50%	22,70%	13,59%	4,38%	2,12%	5,00%
	-0,5	-0,81%	11,36%	6,38%	1,86%	0,93%	
	-0,369	-0,57%	8,38%	4,33%	1,40%	0,71%	
	0	-	-	-	-	-	
	0,369	0,68%	-8,06%	-4,65%	-1,30%	-0,68%	
	0,8	1,44%	-17,07%	-10,08%	-3,05%	-1,33%	
Maximale Differenz		5,20%	49,08%	14,36%	4,56%	2,27%	7,65%

Tabelle 4.5: Einfluss von radialen Toleranzen a der Quellposition in Abhängigkeit vom Winkel α bei Quellung „Radius“ für MCNPTM

4.2.4.2 Unsicherheiten der Modellannahmen

Wie in Abschnitt 4.2.2 erläutert, ist es in MAVRIC möglich, unterschiedliche Modelle $z \in \{1, 2, 3\}$ für die Abbildung der ^{60}Co -Gammalinien zu wählen; ferner stehen zwei Wirkungsquerschnittsbibliotheken, ENDF/B-VI und ENDF/B-VII, zur Verfügung. Da die Berechnungen in MCNPTM mit der Bibliothek ENDF/B-VI erfolgen, wird diese zunächst auch hier genutzt und die Abhängigkeit der Abweichungen zum Messwert von der Quellmodellierung untersucht.

Es ist festzustellen, dass bei wachsender Bleischichtdicke im Behälter die Diskrepanz zwischen den MAVRIC-⁶⁰Co-Modellen und den Messwerten immer größer wird. Die beste Approximation der Messwerte über alle betrachteten Fälle liefert das Modell $z=2$ (Abschnitt 4.2.2). Hier liegen nominale Abweichungen zwischen -6 % und +5 % vom Messwert vor, die eine nahezu exakte Berechnung der Messwerte unter Einbezug der Unsicherheit der Abweichung von ± 3 % darstellen (vgl. Tabelle E.1).

Die Abbildung einer Anordnung mit ⁶⁰Co als Quellnuklid in MAVRIC ist aufgrund der Gruppenstruktur schwierig, da keine eindeutige programminterne Vorschrift existiert. Lediglich im Programm ORIGEN-S [23] des SCALE-Pakets wird ein Hinweis gegeben, wie man Energien in der Nähe von Gruppengrenzen einordnen kann: Es wird ein Cut-Off-Kriterium über einen Faktor f definiert, der abhängig von der relativen Lage der Energielinie E_a relativ zur oberen E_u und unteren Gruppengrenze E_l ist:

$$f = \frac{E_a - E_l}{E_u - E_l} . \quad (4.7)$$

Ist $f \leq 3\%$, so wird die Linie zu gleichen Teilen, wie es bei der Nachrechnung der Messergebnisse im Quellmodell $z=1$ durchgeführt wird, aufgeteilt. Dieses Modell liefert aber nicht konstant die beste Approximation. Einen zu MCNPTM im Rahmen des 1σ -Bandes analogen Verlauf zeigt nur das Quellmodell $z=2$, das bei den Nachrechnungen in Abschnitt 4.2.5 aus diesem Grund auch verwendet wird.

Zum Vergleich der Abweichungen bei Verwendung unterschiedlicher Wirkungsquerschnitte werden die Fälle K1_01, K1_18 und K4_01 für einen typischen Abstand und eine repräsentative Messebene betrachtet, die den Behälter ohne Einsatz, den Behälter mit 270 mm PE-Einsatz und den Behälter mit 80 mm Bleieinsatz beschreiben. Es zeigt sich, dass die Wirkungsquerschnittsbibliothek in allen Abschirmkonfigurationen keinen Einfluss auf die Ergebnisse ausübt (vgl. Abbildung E.1). Bei Analyse derselben Konfigurationen in MCNPTM zeigt sich das gleiche Verhalten, sofern alternativ Wirkungsquerschnitte entsprechend ENDF/B-VII [38] verwendet werden.

Es ist festzuhalten, dass die Wahl der hier untersuchten Wirkungsquerschnittsbibliotheken sowohl in MCNPTM als auch in MAVRIC keinen Einfluss auf die bereits identifizierten Abweichungen ausübt. Ferner können die Messwerte in MAVRIC bei Verwendung des ⁶⁰Co-Quellmodells $z=2$ und der Bibliothek nach ENDF/B-VI in den hier analysierten Fällen mit ähnlich guter Näherung wie in MCNPTM reproduziert werden. In Abhängigkeit vom gewählten ⁶⁰Co-Quellmodell können allerdings große Differenzen auftreten, so dass der Messwert um bis zu 36 % unterschritten wird. Diese Vorgehensweise ist für reale Situationen jedoch nicht anwendbar.

4.2.5 Ergebnisse

In diesem Abschnitt werden Ergebnisse von Rechenwert-Messwert-Vergleichen unter Verwendung der mantelseitig gewonnenen Messwerte mit dem PTW UNIDOS-Messsystem vorgestellt, um Unsicherheiten verschiedener Berechnungsmethoden abzuleiten. Zunächst werden beispielhaft die Berechnungsmethoden MCNPTM und MAVRIC gegenübergestellt sowie ihre Abweichungen zum Messwert dargestellt. Daran schließt sich die Ableitung von Unsicherheiten für MCNPTM in Abhängigkeit von der Quellung für Abschirmsituationen mit radial zentrischen und radial exzentrischen Quelllagen an, wobei die in der Modellabsicherung adressierten Abstandsabhängigkeiten (Abschnitt 4.2.4.1) und die Unsicherheiten in der Dichteannahme des Behälterwerkstoffes sowie der PE-Abschirmung einfließen.

4.2.5.1 Gegenüberstellung von MCNPTM und MAVRIC

Tabelle 4.6 verdeutlicht am Fall K1_01 den vollen Umfang der Auswertung. Die Messebene 750 mm liegt in der Quellebene und zeigt für beide Monte-Carlo-Methoden eine gleich gute Wiedergabe der Messwerte mit geringfügigen Überschätzungen der Messung von im Mittel ca. $(5,5 \pm 3,5) \%$. Für die Monte-Carlo-Methoden ist im Rahmen der einfachen Unsicherheit keine Entfernungsabhängigkeit erkennbar. Ferner ist deutlich zu sehen, dass die infolge des schrägen Strahlungsdurchgangs durch den Behältermantel auftretenden Abschattungen der wandnahen Detektoren (16,5 cm und 50 cm) in der oberen (1300 mm) und unteren (275 mm) Messebene adäquat wiedergegeben werden.

Der Einsatz von 270 mm PE (Fall K1_18) als zusätzliche Abschirmung im Schacht zeigt mit unbedeutenden Unterschieden das gleiche Verhalten wie für den Fall K1_01 beobachtet auf.

Der dargestellte Fall K4_01 mit axial zentrischer Quellung zeigt den Einfluss der Bleiabschirmung auf die ausgewiesenen Rechenwerte. Die Monte-Carlo-Methoden zeigen wiederum ein einheitliches im Rahmen der Unsicherheit kompatibles Verhalten mit Unterschätzungen der Messwerte um im Mittel ca. $(-12 \pm 4) \%$ ohne eine relevante Abstandsabhängigkeit der R/M-Ergebnisse.

Die Gegenüberstellung der Berechnungsmethoden hat für die Vorhersage von Gammadosisleistungen an einem TLB verdeutlicht, dass das Monte-Carlo-Programm MCNPTM die Messergebnisse mit sehr geringen Abweichungen wiedergibt, ohne dass es "intuitiver" Anpassungen der Modellierung von Geometrie und ⁶⁰Co-Quelle bedarf, während MAVRIC die Messergebnisse ebenfalls mit sehr geringen Abweichungen wiedergibt, wenn man das optimale aus einem Vergleich mit Messwerten und methodisch adäquaten Rechenwerten abgeleitete ⁶⁰Co-Quellmodell verwendet (Zirkelschluss!).

Lage, mm	Abstand, cm	K1_01				K1_18				K4_01			
		MCNP		MAVRIC		MCNP		MAVRIC		MCNP		MAVRIC	
		Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}
1300	16,5	10,64%	3,49%	8,97%	3,45%	-	-	-	-	-	-	-	-
	50	8,40%	3,43%	7,14%	3,39%	-	-	-	-	-	-	-	-
	100	7,10%	3,35%	6,07%	3,31%	-	-	-	-	-	-	-	-
	150	6,63%	3,37%	5,22%	3,30%	-	-	-	-	-	-	-	-
	200	5,33%	3,35%	4,67%	3,29%	-	-	-	-	-	-	-	-
750	16,5	7,72%	3,36%	6,27%	3,33%	5,98%	3,32%	6,31%	3,35%	-10,55%	2,92%	-7,19%	3,19%
	50	6,76%	3,35%	5,41%	3,31%	4,75%	3,32%	5,55%	3,33%	-11,07%	2,96%	-7,41%	3,15%
	100	6,85%	3,38%	5,09%	3,30%	4,32%	3,40%	5,06%	3,32%	-10,40%	2,91%	-6,69%	3,07%
	150	6,58%	3,36%	4,99%	3,29%	4,58%	3,38%	5,31%	3,30%	-9,03%	3,15%	-5,25%	3,31%
	200	6,50%	3,38%	4,72%	3,29%	3,55%	3,40%	5,35%	3,30%	-6,74%	3,60%	-3,49%	3,73%
275	16,5	0,77%	3,15%	-1,22%	3,11%	-3,42%	3,06%	-3,35%	3,05%	-18,45%	2,83%	-16,85%	3,17%
	50	3,80%	3,26%	2,51%	3,22%	0,30%	3,19%	1,79%	3,20%	-18,40%	2,72%	-14,98%	2,93%
	100	5,45%	3,36%	3,89%	3,30%	3,59%	3,36%	3,63%	3,29%	-16,69%	2,83%	-13,54%	3,00%
	150	4,13%	3,31%	4,11%	3,28%	2,88%	3,40%	4,26%	3,34%	-18,11%	3,38%	-14,96%	3,54%
	200	5,56%	3,36%	4,15%	3,28%	3,29%	3,49%	4,32%	3,36%	-16,35%	3,28%	-13,38%	3,42%
Maximum		10,64%	3,49%	8,97%	3,45%	5,98%	3,32%	6,31%	3,35%	-6,74%	3,60%	-3,49%	3,73%
Minimum		0,77%	3,15%	-1,22%	3,11%	-3,42%	3,06%	-3,35%	3,05%	-18,45%	2,83%	-16,85%	3,17%
Mittelwert		6,15%		4,80%		2,98%		3,82%		-13,58%		-10,37%	

Tabelle 4.6: Vergleich von MCNPTM und MAVRIC am Fall K1_01 (Behälter ohne Einsatz, Quelllage axial mittig und radial zentrisch), K1_18 (Behälter mit 270 mm PE-Einsatz, Quelllage axial mittig und radial zentrisch) und K4_01 (Behälter mit 80 mm Bleieinsatz, Quelllage axial mittig und radial zentrisch)

4.2.5.2 Radial zentrische Quelllagen

Tabelle 4.7 zeigt eine zusammenfassende Darstellung der auf Basis von MCNPTM-Rechenergebnissen ermittelten R/M-Abweichungen. Für die charakteristischen Abschirmkonfigurationen, dazu zählen Behälter ohne Einsatz, Behälter mit Bleieinsatz sowie Behälter mit PE-Einsatz und Behälter mit PE- und Bleieinsatz, werden zusammenfassend die je Messebene bestimmten Mittelwerte sowie Minimal- und Maximalwerte der Abweichungen dargestellt.

Bei **axial zentrischer Quelllage** (Tabelle 4.7) und einem Behälter ohne Einsatz bzw. mit PE-Einsatz schwanken die minimalen und maximalen Abweichungen innerhalb einer Messebene um ca. 5 % sowie als begrenzende Werte über alle Messebenen um ca. 10 %. Die mittlere Abweichung beschreibt eine Überschätzung der Messwerte durch die MCNPTM-Rechnung von ca. $(6 \pm 4) \%$. Durch die Einführung von Bleieinsätzen verschiebt sich die Abweichung zu einer Unterschätzung der Messwerte um im Mittel ca. $(-5 \pm 4) \%$ mit lokalen Abweichungen von ca. -18 % auf der Messebene 275 mm.

Bei **axial unten angeordneter Quelle** zeigen sich ähnlich gute Übereinstimmungen der R/M-Ergebnisse. Die zuvor beobachtete Drift von ca. -10 % zwischen Behälter ohne und mit Bleieinsatz ist hier ebenso festzustellen. Die Abweichungen liegen mit im

Mittel ca. $(8 \pm 4) \%$ bis $(-11 \pm 4) \%$ in der gleichen Größenordnung. Die größte lokale Abweichung tritt auch hier mit -21% in der unteren Messebene (275 mm) auf.

Konfiguration					Messebene, mm				σ _Δ ^{Max}	
Einsätze		Quelllage			275	750	1300	alle		
Blei	PE	axial	radial	Δ = R/M-1						
0	0	mitte	zentrisch	Min.	0,77%	6,50%	5,33%	0,77%	3,60%	
				Max.	5,56%	7,72%	10,64%	10,64%		
				Mittelw.	3,94%	6,88%	7,62%	6,15%		
0	X			Min.	-3,70%	3,55%	-	-3,70%		
				Max.	5,82%	7,73%	-	7,73%		
				Mittelw.	2,49%	5,97%	-	4,23%		
X	0			Min.	-18,45%	-11,07%	-14,12%	-18,45%		
				Max.	3,54%	5,03%	-4,13%	5,03%		
				Mittelw.	-6,97%	-2,73%	-7,07%	-5,17%		
X	X			Min.	-11,12%	-3,16%	-	-11,12%		
				Max.	0,21%	-2,09%	-	0,21%		
				Mittelw.	-4,56%	-2,77%	-	-3,66%		
0	0	unten		Min.	5,94%	7,12%	-	5,94%	3,46%	
				Max.	9,72%	10,92%	-	10,92%		
				Mittelw.	8,11%	8,80%	-	8,45%		
X	0			Min.	-14,21%	-4,60%	-	-14,21%		
				Max.	6,53%	6,54%	-	6,54%		
				Mittelw.	-4,96%	0,61%	-	-2,18%		
X	X			Min.	-21,39%	-7,82%	-1,75%	-21,39%		
				Max.	-12,53%	-2,32%	1,62%	-2,32%		
				Mittelw.	-17,36%	-5,27%	-0,14%	-11,31%		
0	0	oben		Min.	-	-0,91%	-1,75%	-1,75%	3,23%	
				Max.	-	1,62%	-0,81%	1,62%		
				Mittelw.	-	0,86%	-1,14%	-0,14%		
Gesamtbetrachtung				Min.	-21,39%	-11,07%	-14,12%	-21,39%	3,60%	
				Max.	9,72%	10,92%	10,64%	10,92%		
				Mittelw.	-2,76%	1,54%	-0,18%	-0,45%		

Tabelle 4.7: Auswirkungen von PE- und Bleieinsätzen bei radial zentrischer Quelllage auf die R/M-Ergebnisse für MCNPTM

Aufgrund der durch die Einsätze auftretenden Abschirmlücken oberhalb der Einsätze unterhalb des Deckels wird die axial oben angeordnete Quelle lediglich für den Behälter ohne Einsatz entlang der Messebenen vermessen. Die R/M-Ergebnisse verdeutlichen eine gleichmäßig gute Wiedergabe der Messung mit mittleren Abweichungen von ca. $(0 \pm 3) \%$.

Mittelt man über alle Konfigurationen und axiale Quellschichten (Tabelle 4.7, unten), so erkennt man, dass Mess- und Rechenwert im Rahmen der Ungenauigkeit mit $(-1 \pm 4) \%$ identisch sind. Diese Aussage variiert geringfügig im Rahmen der Ungenauigkeit, falls man die Messebenen separat betrachtet. Auffallend ist generell die Schwankung zwischen Minimal- und Maximalwerten, die sich jeweils im Bereich der 2-fachen Unsicherheit bewegen. Damit liegen alle R/M-Werte im 95 %-Vertrauensintervall.

In den Abbildungen 4.11 und 4.12 wird der Einfluss von PE- und Bleieinsätzen auf die Entwicklung der R/M-Abweichungen separat untersucht. Abbildung 4.11 zeigt deutlich, dass die analysierten Konfigurationen mit PE-Einsatz insgesamt jeweils eine Abweichung vom Mittel ca. $(5 \pm 4) \%$ aufweisen. Der Mittelwert ist "stabil", da er nur im Rahmen der Unsicherheit variiert, obwohl der Nominalwert des Mittelwertes tendenziell mit steigender PE-Schichtdicke abnimmt. Ferner sind alle beobachteten Abweichungen innerhalb der 2-fachen Unsicherheit kompatibel. Dies zeigt sich vor allem daran, dass die Steigung der in Abbildung 4.11 angepassten Gerade mit $(-0,01 \%) / (\text{mm PE})$ sehr gering ist.

Bei wachsender Bleischichtdicke zeigt sich ein deutlich unterschiedliches Verhalten (Abbildung 4.12). Der Gradient der Unterschätzung des Messwertes ist mit $-0,23 \%/(\text{mm Blei})$ ca. 200-fach größer als beim PE. Hieraus resultieren bei 80 mm Bleidicke im Mittel Unterschätzungen der Messwerte bis ca. -14% .

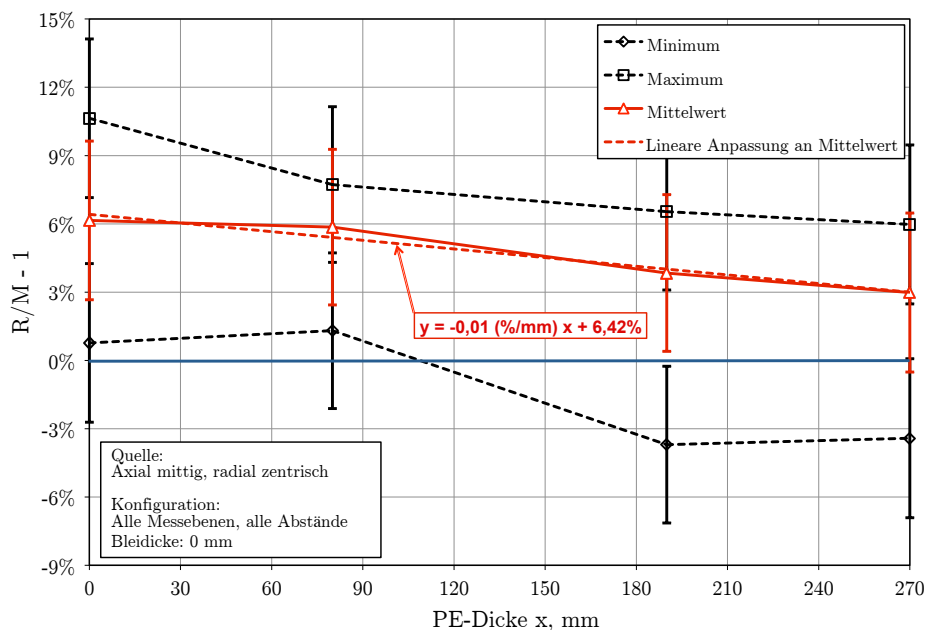


Abbildung 4.11: Auswirkungen von PE-Einsätzen bei radial zentrischer Quellschicht auf die R/M-Ergebnisse für MCNPTM (kein Bleieinsatz)

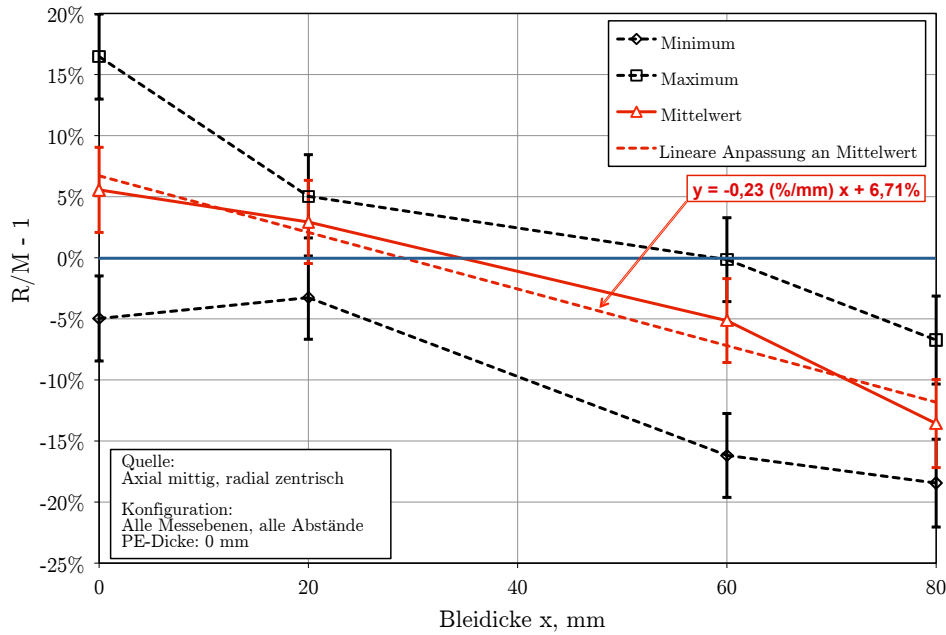


Abbildung 4.12: Auswirkungen von Bleieinsätzen bei radial zentrischer Quellung auf die R/M-Ergebnisse für MCNPTM (kein PE-Einsatz)

Betrachtet man die Überlagerung beider Fälle, d. h. 60 mm Blei- und 80 mm PE-Einsatz, so zeigt sich bei Entnahme des PE-Einsatzes eine Änderung der R/M-Abweichung von maximal ca. -5 %. Diese Änderung entspricht der Größe der Unsicherheit und somit nicht signifikant.

Es bleibt damit festzuhalten, dass ausschließlich durch die Anwendung von Bleieinsätzen bei der Berechnung eine Unterschätzung des Messwertes eintritt. Anhand der in Abbildung 4.12 ermittelten Gleichung kann die mittlere Bleischichtdicke, ab der eine Unterschätzung des Messwertes bei einer Unsicherheit von $\pm 4\%$ auf den Einzelwert eintritt, zu ca. 47 mm ermittelt werden.

4.2.5.3 Radial exzentrische Quellungen

In diesem Abschnitt werden die exzentrischen Quellungen untersucht, die durch radiale Verschiebung der Quelle entlang des Deckelradius erreicht werden (vgl. Abschnitt 4.1.3). Hier werden einerseits Verschiebungen entlang der Messachse (Winkel 0°) und andererseits Kombinationen aus Verschiebungen entlang der Messachse und Verdrehungen relativ zur Messachse (Winkel α) betrachtet (vgl. Tabelle 4.1).

Tabelle 4.8 betrachtet lediglich den Einfluss einer radialen Verschiebung entlang der Messachse (Winkel 0°) für die drei Messebenen. Mit maximal +16 % Abweichung hebt sich die obere Messebene in der Konfiguration K1_08 (Quelle axial mittig und radial

auf Position "Radius" sowie kein Blei oder PE im Behälter) signifikant von den anderen Ebenen ab. Dieser Sachverhalt ist auf den Unterschied zwischen der in der Berechnung verwendeten ($7,0 \text{ g/cm}^3$) und der nachträglich bestimmten Dichte des Behälterkörpers ($7,07 \text{ g/cm}^3$) zurückzuführen: Die den Direktstrahlungsanteil betreffende, abschirmende effektive Schichtdicke ist bei Schrägeinstrahlung, d. h. in diesem Fall bei der Detektion in der oberen Messebene für wandnahe Detektoren, ca. 2-fach größer als bei direktem Durchgang durch die Behälterwand. Daraus resultieren aufgrund des exponentiellen Zusammenhangs zwischen Schichtdicke und Dichte bis zu 4-fach höhere Abweichungen zum Messwert, die bei steigender Entfernung zum Behälter und damit kleinerer Schichtdicke abnehmen. Alle weiteren Messungen zeigen die bereits in den vorausgegangenen Abschnitten beobachteten Abweichungen von ca. $\pm 6 \%$ sowie die Tendenz zur Unterschätzung bei vorhandener Bleiabschirmung. Lediglich bei der Quelllage unten tendiert die Rechnung zu einer deutlichen Unterschätzung der Messwerte. Insgesamt zeigt sich ein unauffälliger Einfluss mit einer Abweichung von im Mittel ca. $(-6 \pm 4) \%$ für Verschiebungen der radialen Quelllage parallel zur Messachse.

Konfiguration					Messebene, mm				$ \sigma_{\Delta}^{\text{Max}} $	
Einsätze		Quelllage			275	750	1300	alle		
Blei	PE	axial	radial	$\Delta = R/M-1$						
0	0	oben, mitte	Ex- zentrisch auf Mess- achse verschoben	Min.	-4,97%	-5,24%	8,24%	-5,24%	3,46%	
				Max.	5,15%	5,77%	16,47%	4,93%		
				Mittelw.	2,04%	3,25%	11,76%	0,82%		
X	0			Min.	-16,18%	-5,15%	-5,79%	-16,18%		
				Max.	-6,90%	-3,42%	-0,16%	-0,16%		
				Mittelw.	-9,76%	-4,25%	-2,87%	-5,28%		
X	0	unten		Min.	-	-23,37%	-	-23,37%	2,95%	
				Max.	-	-12,55%	-	-12,55%		
				Mittelw.	-	-16,79%	-	-16,79%		
Gesamtbetrachtung				Min.	-16,18%	-23,37%	-5,79%	-23,37%	3,46%	
				Max.	5,15%	5,77%	16,47%	4,93%		
				Mittelw.	-3,86%	-5,93%	4,45%	-7,09%		

Tabelle 4.8: Auswirkungen von radial exzentrischen Quelllagen (Winkel 0°) auf die R/M-Ergebnisse für MCNPTM

Über die vorherige Analyse hinausgehend fasst Tabelle 4.9 die R/M-Abweichungen für Messungen am Behälter ohne Einsatz zusammen. Die Winkel 45° und 90° zeigen auffällig hohe Überschätzungen von bis zu 23 %, während sich die anderen Ergebnisse in der bereits zuvor beobachteten Größe bewegen. Auf Basis der in Abschnitt 4.2.4.1 bei der Modellabsicherung durchgeführten Variationsrechnungen ist dieses Verhalten erklärbar. Hier liegt eine durch die Quellpositionierung hervorgerufene systematische Unsicher-

heit vor. Aus diesem Grund werden zum Ausweis einer Abweichung vom Messwert die für Winkel von 45° und 90° bestimmten Größen nicht einbezogen.

Konfiguration K1_8 bis K1_15, Messebene 750 mm								
Abstand zum Behälter- mantel, cm		Winkel, °					Total	σ _Δ ^{Max}
		0	45	90	135	180		
		R/M-1						
16,5	Min.						5,26%	3,96%
	Max.	5,26%	23,28%	14,33%	8,03%	7,59%	23,28%	
	Mittelw.						11,70%	
50	Min.						5,14%	
	Max.	5,14%	13,67%	13,77%	7,47%	7,25%	13,77%	
	Mittelw.						9,46%	
100	Min.						5,14%	
	Max.	5,14%	11,33%	15,66%	6,84%	7,71%	15,66%	
	Mittelw.						9,34%	
150	Min.						5,54%	
	Max.	5,54%	10,48%	17,28%	7,14%	6,57%	17,28%	
	Mittelw.						9,40%	
200	Min.						5,77%	
	Max.	5,77%	11,55%	15,35%	7,01%	6,39%	15,35%	
	Mittelw.						9,21%	
Total	Min.	5,14%	10,48%	13,77%	6,84%	6,39%	5,14%	
	Max.	5,77%	23,28%	17,28%	8,03%	7,71%	23,28%	
	Mittelw.	5,37%	14,06%	15,28%	7,30%	7,10%	9,82%	

Tabelle 4.9: Abweichung bei Rotation der Quelle um den Winkel α und Quelllage “Radius“ für MCNPTM (Fälle K1_08 bis K1_15)

Insgesamt kann folglich ein leichte Überschätzung des Messwertes von im Mittel ca. $(8 \pm 4) \%$ bei exzentrischen Quelllagen abgeleitet werden, d. h. zusätzlich $+2 \%$ auf die in der Nulllage vorliegende R/M-Abweichung.

4.2.6 Einfluss der Detektorcharakteristik

Zur Bewertung des Einflusses der Detektorcharakteristik bei der Auswertung von gemessenen Dosisleistungen werden die mit dem automess 6150AD 6/E aufgenommenen Daten analysiert. Dies erfordert ein genaueres Betrachten der hier angewandten Messtechnik: Das Zählrohr im automess 6150AD6/E weist eine spektrumsabhängige Detektorcharakteristik auf (Response-Funktion, r-Wert), die in Bezug auf ^{137}Cs , d. h. die 662 keV ^{137m}Ba -Linie, normiert ist. Diese Charakteristik (vgl. hierzu Anhang D.1.2) ist aufgrund der Geometrie des Zählrohres und dessen Einbaulage zudem abhängig von der Energie und dem Winkel der einfallenden Photonen. Hieraus ist insbesondere eine überproportionale Empfindlichkeit für Photonen mit Energien der ^{60}Co -Linien bis zu einem Faktor von 1,35 zu erkennen. Daher muss der r-Wert in einem adäquaten Vergleich der

Rechen- und Messwerte einbezogen werden (Hinweis: Zum Vergleich zwischen den Rechenwerten mit den Energiedosisleistungsmesswerten des PTW UNIDOS-Messsystems ist dies nicht erforderlich, da diese Geräte lediglich eine niedrige energieunabhängige Kalibrierunsicherheit aufweisen).

Da in diesem Abschnitt nur die Fälle K1_02 und K3_02 betrachtet werden, ist eine Winkelanpassung aufgrund der Vorzugsrichtung der Photonen entlang der 0°-Achse nicht erforderlich. In Abbildung 4.13 ist die Veränderung des Spektrums durch Faltung mit der Detektorcharakteristik beispielhaft dargestellt. Die Bewertung der Dosisleistung erfolgt dabei, wie auch bei der Messung, nach $H^*(10)$ entsprechend der ICRP 74 (Abschnitt 3.3.5). Es ist deutlich zu erkennen, dass der hochenergetische Teil an Bedeutung gewinnt. Die Ergebnisse zu den beiden untersuchten Fällen sind in Tabelle 4.10 sowohl mit als auch ohne Berücksichtigung der Detektorcharakteristik aufgeführt.

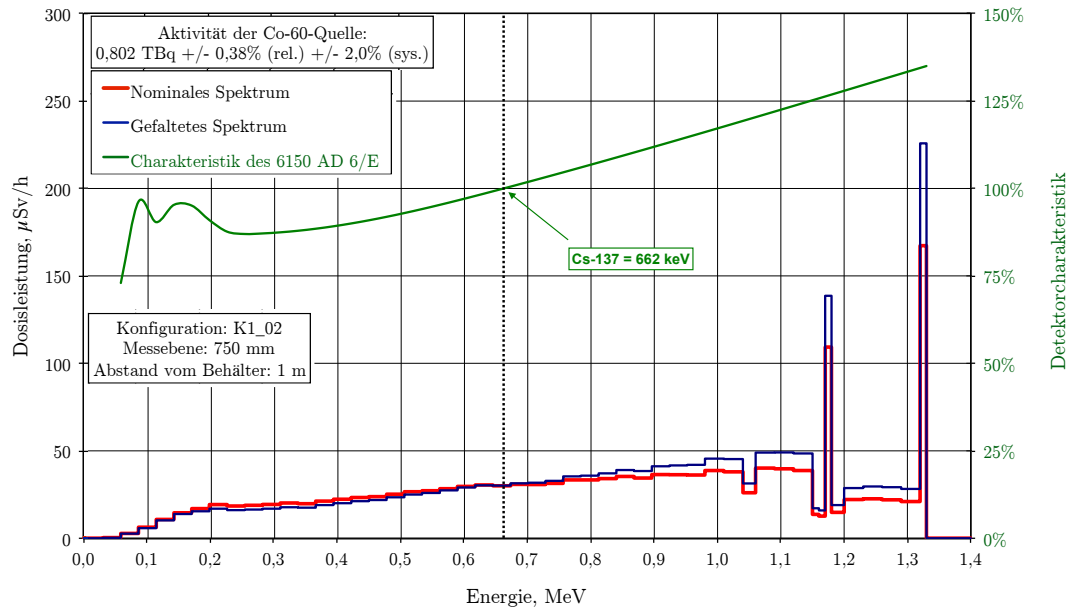


Abbildung 4.13: Einfluss der Detektorcharakteristik auf das mit MCNPTM berechnete Dosisleistungsspektrum am Beispiel des Falls K1_02

Die Abweichungen zum Messwert werden ohne Unsicherheitsbandbreite ausgewiesen, da die relativen Unsicherheiten der MCNPTM-Rechenwerte weniger als 1 % (rel.) betragen und somit die Unsicherheit des Messgerätes dominiert. Da diese aber wiederum rein systematischer Natur ist und aus der durch die Detektorcharakteristik (Response) hervorgerufenen Abweichung stammt, ist sie bereits explizit berücksichtigt.

Im direkten Vergleich ist in beiden Fällen unabhängig zu erkennen, dass ohne Einbeziehung der Detektorcharakteristik eine Parallelverschiebung der entfernungsabhängigen R/M-Abweichungen um ca. -10 % unabhängig von der Messebene erfolgt. Die Einbezie-

hung der Detektorcharakteristik führt in beiden Fällen zu den bereits in Abschnitt 4.2.5 beobachteten R/M-Abweichungen für Messungen mit dem PTW UNIDOS-Messsystem einschließlich der Drift infolge des Bleieinsatzes.

Abweichung, R/M - 1		K1_02		K3_02	
Messhöhe, mm	Abstand zum Behältermantel, cm	MCNP	MCNP mit Detektorcharakteristik	MCNP	MCNP mit Detektorcharakteristik
1300	16,5	2,71%	10,37%	-9,90%	-8,01%
	50	-1,19%	8,19%	-9,16%	-2,56%
	100	-2,38%	7,86%	-12,40%	-4,27%
	150	-3,16%	7,38%	-11,70%	-2,43%
	200	-2,76%	7,80%	-14,98%	-6,05%
750	16,5	-6,49%	3,72%	-11,58%	-2,43%
	50	-5,29%	5,53%	-12,05%	-1,83%
	100	-4,37%	6,70%	-11,80%	-1,15%
	150	-4,70%	6,32%	-15,54%	-5,68%
	200	-4,98%	5,90%	-13,74%	-3,78%
275	16,5	-3,97%	4,06%	-11,70%	-6,10%
	50	-4,32%	4,97%	-10,23%	-2,31%
	100	-3,56%	6,39%	-11,45%	-2,38%
	150	-5,16%	4,75%	-10,26%	-0,77%
	200	-4,18%	5,79%	-11,64%	-2,10%

Tabelle 4.10: R/M-Abweichungen für das automess 6150AD 6/E zu den Fällen K1_02 und K3_02

Bei Kenntnis der Charakteristik und des Spektrums ist folglich eine genaue Vorhersage der zu messenden Dosisleistung möglich. Umgekehrt liegt der Schluss nahe, dass MCNPTM das Spektrum sowohl für den Fall mit als auch ohne Bleieinsatz zutreffend berechnet, da beide Messmethoden über den spektralen Zusammenhang in Verbindung mit der Detektorcharakteristik in Einklang stehen. Dies zeigt vor allem Abbildung 4.14 in der die Abweichungen zum PTW UNIDOS-Messsystem mit 1- ℓ -Ionisationskammer zur Energiedosisleistungsmessung und zu dem des automess 6150AD 6/E aufgetragen sind. Es fällt auf, dass bei Verwendung der Detektorcharakteristik (Response) unter Berücksichtigung der Messunsicherheit dieselben Abweichungen auftreten, wie bei der Messung mit der 1- ℓ -Ionisationskammer. Eine Vernachlässigung der Detektorcharakteristik führt auch im Vergleich zur 1- ℓ -Ionisationskammer mit ca. -10 % zu deutlich niedrigeren R/M-Werten.

Der hier auftretende Einfluss der Detektorcharakteristik ist nur etwa halb so groß wie die für geeichte Strahlenschutzmessgeräte einzuhaltende Grenze von $\pm 20\%$ (rel) [39]. Die beobachtete, durch die Detektorcharakteristik hervorgerufene Abweichung von ca. -10 % darf jedoch nicht als pauschaler aufzuschlagender Faktor zur Korrektur von mit Strahlenschutzmessgeräten gemessenen Dosisleistungen verstanden bzw. verwendet werden. Ohne Kenntnis des lokalen Spektrums dürfen Dosisleistungen für abgeschirmte Gamma-Quellen auf diese Weise nicht berechnet werden: Bei einem veränderten Spektrum z. B. bei einem höheren niederenergetischen Anteil würde sich diese Abweichung

aufgrund anderer Gewichtung mit der Detektorcharakteristik ggf. deutlich anders darstellen. Aus diesem Grund wird in Abschnitt 7.4 die hier durchgeführte Betrachtung auf einen Transport- und Lagerbehälter für hochradioaktive Abfälle erweitert.

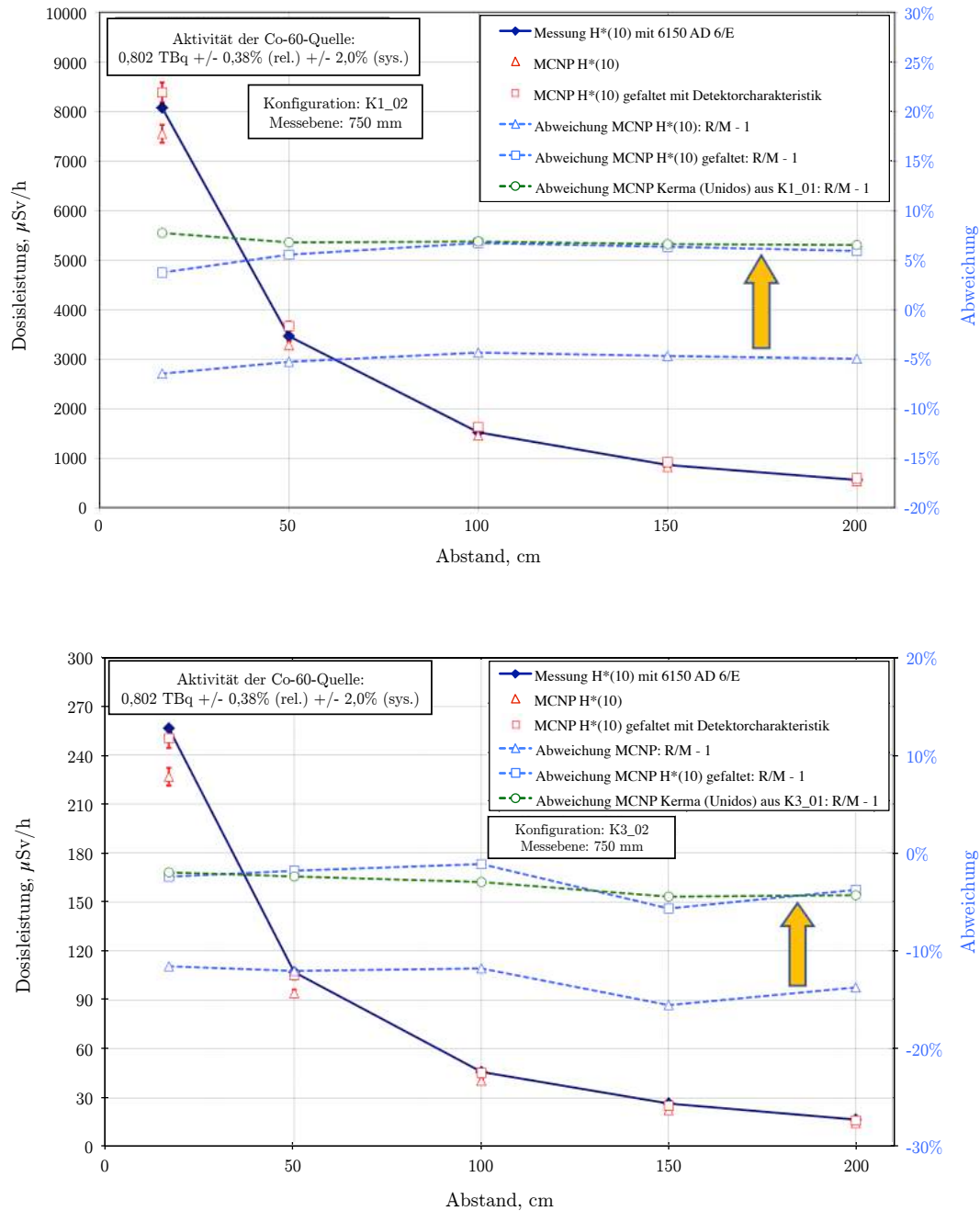


Abbildung 4.14: Einfluss der Detektorcharakteristik des automess 6150AD 6E auf R/M-Ergebnisse für MCNPTM (oben: Fall K1_02, unten: Fall K3_02)

4.2.7 Bewertung und Einordnung der Ergebnisse

Die Ausführungen in Abschnitt 4.2.5 belegen, dass in Abhängigkeit von der Quell- und Abschirmkonfiguration teils deutlich unterschiedliche R/M-Abweichungen errechnet werden. Daher soll im Folgenden eine zusammenfassende kritische Bewertung der Ergebnisse sowie die Ableitung abdeckender R/M-Abweichungen erfolgen.

In Tabelle 4.11 sind die über alle Abstände der Messebene 750 mm und alle axialen Quelllagen gemittelten R/M-Abweichungen differenziert nach Abschirmkonfiguration und radialer Quelllage zusammenfassend mit den jeweils berechneten maximalen Unsicherheiten dargestellt. Die Auswertung wird auf diese Messebene beschränkt, da hier die, mit Blick auf exzentrische Quelllagen und den Einfluss der nur ungenau bekannten Rundungen an den Boden-Mantel-Übergängen der abschirmenden Strukturen, zuverlässigsten Messwerte vorliegen. Würde man die gleiche Auswertung lediglich auf die Messwerte in 1 m Entfernung beschränken, so ergäben sich unbedeutende Veränderungen der Mittelwerte in Tabelle 4.11 von 1 % bis 2 % innerhalb des einfachen Unsicherheitsbands.

Messebene: 750 mm Quelle: Alle betrachteten axialen Lagen		MCNP™		MAVRIC	
		$\Delta^{1)}$	$\sigma_{\Delta}^{\text{Max}}$	$\Delta^{1)}$	$\sigma_{\Delta}^{\text{Max}}$
Quelle: radial zentrisch	Behälter (Basiswert)	+6 %	±4 %	+5 %	±3 %
	mit PE	+6 %		+6 %	
	mit Blei	-4 %		-1 %	
	mit Blei und PE	-4 %		-3%	
Quelle exzentrisch in Messachse ohne Bleieinsatz		+3 %		- ²⁾	
Quelle exzentrisch in Messachse mit Bleieinsatz		-8 %		- ²⁾	
Quelle exzentrisch ohne Bleieinsatz mit Winkel zur Messachse: 135°,180°		+7 %		- ²⁾	
Quelle exzentrisch ohne Bleieinsatz mit Winkel zur Messachse: 45°, 90°		+15 %		- ²⁾	
Quelle exzentrisch mit Bleieinsatz mit Winkel zur Mess- achse: 45°, 90°, 135°, 180°		-14 %		- ²⁾	
Verschiebung durch Verwendung einer Dichte von 7,07 g/cm³ für den Behälter		Δ - 5 %		Δ - 5 %	

¹⁾ $\Delta = R/M - 1$

²⁾ Nicht berechnet

Tabelle 4.11: Zusammenfassung der über alle Abstände gemittelten R/M-Abweichungen differenziert nach Abschirmkonfiguration und Quelllage

Generell stellt sich der Vergleich der Berechnungsprogramme MCNPTM und MAVRIC für radial zentrische Quellschichten (Tabelle 4.11, obere Zeilen bzw. Abschnitt 4.2.5.1) homogen dar:

- Das Monte-Carlo-Programm MCNPTM gibt die Messergebnisse mit sehr geringen Abweichungen von $((+6) \pm 4) \%$ wieder, **ohne** dass es "intuitiver" Anpassungen der Modellierung von Geometrie und ⁶⁰Co-Quelle bedarf.
- Das Monte-Carlo-Programm MAVRIC gibt die Messergebnisse ebenfalls mit sehr geringen Abweichungen von $((+6) \pm 3) \%$ gleich gut wie MCNPTM wieder, **falls** man ein optimiertes aus einem Vergleich mit Messwerten und methodisch adäquaten Rechenwerten abgeleitetes ⁶⁰Co-Quellmodell verwendet (Zirkelschluss!). Aus diesem Grunde kann die generelle Eignung von MAVRIC lediglich eingeschränkt festgestellt werden.

Sowohl in den MCNPTM- als auch in den MAVRIC-Ergebnissen ist mit zunehmender Bleischichtdicke eine Drift in negative Richtung für die R/M-Abweichungen zu beobachten. Tendenziell ist auch mit steigender PE-Schichtdicke eine gleichartige aber deutlich schwächere Drift erkennbar. Eine mögliche Erklärung hierfür könnte eine variierende PE-Dichte sein. Deshalb wird der Fall K1_18 mittels MCNPTM analysiert, da hier ggf. infolge der PE-Schichtdicke von 270 mm die stärksten Schwankungen zu erwarten sind. Alle in dieser Arbeit durchgeführten Berechnungen basieren auf einer PE-Dichte von 0,95 g/cm³. Der Hersteller nennt PE-Dichten $\rho \geq 0,93 \text{ g/cm}^3$ [32], so dass dieses Parameterfeld untersucht wird. Dabei ist festzustellen, dass die nominalen Abweichungen für Dichten $\rho \geq 0,93 \text{ g/cm}^3$ im 1- σ -Band der Unsicherheit zur Dichte 0,95 g/cm³ variieren. Der Einfluss auf die R/M-Änderungen wird deutlich, sobald die absoluten Unsicherheiten auf die Differenz nicht betrachtet werden, sondern lediglich der Verlauf der Nominalwerte. Dies ist zulässig, da für jeden Wert dieselbe systematische Unsicherheit herangezogen wird und die Statistik des von MCNPTM berechneten Ergebnisses mit $|\sigma_{\text{rel}}| < 1 \%$ keinen relevanten Einfluss hat. Im Verlauf der Mittelwerte über die Differenzen aus allen Messebenen und -abständen zeigt sich im analysierten Wertebereich von 0,9 g/cm³ bis 0,95 g/cm³ ein linearer Zusammenhang mit einem Gradienten von -1,69 %/(g/cm³). Unterstellt man die von Hersteller genannte geringere PE-Dichte von 0,935 g/cm³, so steigt die R/M-Abweichungen im Fall K1_18 um ca. 2,5 %. Somit geht durch die Einführung von PE-Abschirmmaterialien keinerlei Einfluss auf die abgeleiteten R/M-Abweichungen aus, da alle möglichen Schwankungen im Rahmen der Unsicherheit liegen.

Alle dargestellten Rechenergebnisse basieren auf einer Dichte des Behälterkörpers von $\rho = 7,0 \text{ g/cm}^3$. In der Dichtebestimmung aus nachträglich entnommenen Bohrkernen im Behältermantel wurde ein Wert von $\rho = 7,07 \text{ g/cm}^3$ ermittelt (vgl. Abschnitt 4.1.2). Zur Quantifizierung der durch diese Dichteänderung auftretenden Einflüsse auf die

Rechenergebnisse werden die Standardfälle K1_01, K2_01, K3_01 und K4_01 sowie der Fall K1_18 mit maximaler PE-Schichtdicke in MCNPTM analysiert. Dabei ist zweifelsfrei festzustellen, dass die R/M-Abweichungen unabhängig von der jeweiligen Konfiguration im Mittel um -5 % abnehmen, wobei sehr geringe Schwankungen von $\pm 1\%$ um den Mittelwert auftreten. Unsicherheiten müssen in diesem Vergleich nicht berücksichtigt werden, da die zu vergleichenden Größen jeweils mit der gleichen Unsicherheit behaftet sind. Eine exemplarische Analyse des Falles K1_01 mit MAVRIC für die Messebene 750 mm führt unabhängig vom Quellmodell (Abschnitt 4.2.2) zum gleichen Ergebnis. Um weiterreichende Auswirkungen der Dichteänderung zu bewerten, wird die Dichte des Behälterkörpers im Fall K1_01 feinstufig variiert und für alle Abstände auf der Messebene 750 mm bewertet. Es ist dabei ein nahezu linearer Zusammenhang zwischen der Abnahme der R/M-Abweichung und der Manteldichte mit einem Gradienten von ca. $-73,3\%/(g/cm^3)$ zu erkennen, der durch die zweifache Standardabweichung im möglichen Parameterfeld von $7,0 g/cm^3$ bis $7,1 g/cm^3$ abgedeckt wird. Damit bleibt festzuhalten, dass die in den nachfolgenden Abschnitten ermittelten R/M-Abweichungen bei Verwendung der **realen Dichte für den Behältermantel** im Zuge einer Bewertung global um $\Delta_\rho = -5\%$ zu korrigieren sind. Bezüglich der verwendeten Bleidichte basieren alle dargestellten Rechenergebnisse auf $\rho = 11,34 g/cm^3$, was anhand der entnommen Bohrkerne (Abschnitt 4.1.2) bestätigt wurde.

Beim Übergang zu radial exzentrischen Quelllagen (Verschiebung parallel zur Messachse) zeigen sich im Rahmen der Unsicherheit keine Änderungen der Abweichungen (Tabelle 4.11). Lediglich durch Rotation der Quelle steigen die abgeleiteten R/M-Abweichungen auf $(\pm 15 \pm 4)\%$. Dieser Anstieg ist einerseits durch mögliche Abweichungen der Quelllage von der Idealposition und andererseits durch die real größere Werkstoffdichte in der Behälterwand verursacht, da die im direkten Strahlungspfad liegende Wanddicke sich infolge der Drehung der Quelle relativ zu Messachse vergrößert und so die höhere Massenbelegung überproportional wirkt. Daher werden diese Abweichungen nicht in die weitere Bewertung einbezogen.

Bezieht man die Absenkung der R/M-Abweichung von -5 % infolge der real höheren Dichte des Behälterwerkstoffs mit in die Ableitung einer methodischen Unsicherheit des Berechnungsverfahrens MCNPTM ein, so resultiert abdeckend eine R/M-Abweichung von $((^{+1}_{-13}) \pm 4)\%$, und somit tendenziell eine geringfügige Unterschätzung der Messwerte durch MCNPTM.

Der direkte Vergleich von MCNPTM mit dem Strahlenschutzmessgerät automess 6150AD 6/E sowie der Vergleich zu den mit dem PTW UNIDOS-Messsystem aufgenommenen Messwerten (Abschnitt 4.2.6) zeigt, dass eine im Rahmen der Unsicherheiten exakte Wiedergabe erfolgt, falls man die Detektorcharakteristik des Strahlenschutzmessgerätes

mit in die MCNPTM-Rechnung einbezieht. Im vorliegenden Fall wird die überproportionale Bewertung von Energien oberhalb 662 keV zuverlässig erfasst; andernfalls würde sich eine Unterschätzung der Messwerte von ca. -10 % ergeben. Wie in Abschnitt 4.2.6 bereits angemerkt ist dieser Betrag aber noch für einen Transport- und Lagerbehälter für hochradioaktiven Abfall, der ein kontinuierliches Spektrum emittiert, zu bestätigen. Dies erfolgt später in Abschnitt 7.4 dieser Arbeit.

Die Analyse von heterogenen Abschirmsituationen (PE und Blei) hat verdeutlicht, dass MCNPTM gleich zuverlässige Resultate erzeugt wie bei den zuvor diskutierten gleichmäßigen Abschirmungen.

Abschließend bleibt mit Blick auf mehrschichtige Abschirmsituationen für Gammastrahlung an einem Transport- und Lagerbehälter festzuhalten,

- dass MCNPTM die Messergebnisse mit geringen Abweichungen auch für anspruchsvollere heterogene Abschirmkonstellationen gut wiedergibt und somit ohne Einschränkungen für derartige Abschirmsituationen einsetzbar ist und
- dass MAVRIC die Messergebnisse mit geringen Abweichungen wiedergeben kann, aber aufgrund der unklaren Quelldefinition für Nuklide mit Energielinien am Rande der verwendeten Gruppengrenzen der Wirkungsquerschnittsbibliothek, wie es bei ⁶⁰Co der Fall ist, nicht beliebig anwendbar ist.

Kapitel 5

Neutronen-Streaming-Benchmark

Zur Analyse der Genauigkeit der Berechnungsprogramme MCNPTM und MAVRIC in Bezug auf die Vorhersage von Neutronenflussdichten bzw. daraus abgeleiteter Messgrößen wird in diesem Kapitel der ALARM-CF-AIR-LAB-001 Benchmark aus dem Handbuch der Kritikalität [40] auf Basis der dokumentierten Randbedingungen neu aufbereitet und berechnet. Bei diesem Messaufbau handelt es sich um ein Strahlenlabyrinth an dessen Anfang eine ^{252}Cf -Neutronenquelle positioniert wird. Entlang des Strahlenganges wird in verschiedenen Abständen mit Bonner-Kugeln unterschiedlichen Durchmessers die Zählrate bestimmt. Der Messaufbau wird durch das Einbringen unterschiedlicher abschirmender, moderierender und reflektierender Strukturen variiert. Der Benchmark wird gewählt, da er auf makroskopischer Skala Streaming-Effekte abdeckt, die in Bezug auf Lager- und Transportbehälter von essentieller Bedeutung sind. Zudem ist die Nachrechnung einer Detektorresponse (Abschnitt 5.1) erforderlich, um die gemessenen Größen rechnerisch zu reproduzieren. Damit erfasst der Benchmark die gesamte Unsicherheitskette bis hin zur primär gemessenen Größe, in diesem Fall der Neutronenzählrate im Detektor.

5.1 Response

Um die Zählrate der Neutronen an den Detektorpositionen im Labyrinth bestimmen zu können, muss eine Antwortfunktion (Response) berechnet werden, mit Hilfe derer man die Neutronenflussdichte über eine Faltung bestimmen kann. Dazu wird in diesem Abschnitt das Bonner-Kugel-Spektrometer mit MCNPTM und MAVRIC über die in [41] dokumentierten Detektorcharakteristika abgebildet (Abschnitt 5.1.1) und mit einem Standardspektrum isotrop bestrahlt (vgl. Abschnitt 5.1.2). Aus den $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$ -Reaktionen im LiI-Kristall, der sich im Zentrum des Detektors befindet, kann dann die energieabhängige Response in Abschnitt 5.1.3 bestimmt werden.

5.1.1 Beschreibung und Modell der Versuchskonfiguration

Der Detektor wird entsprechend den Vorgaben aus [41] implementiert und ist in Abbildung 5.1 dargestellt. Der Aluminiumstützring wird im Modell vernachlässigt und die tragenden Strukturen als luftgefüllte Rohre mit einer Wandstärke von 0,2 cm berücksichtigt. Die innere Struktur des Detektors ist im rechten Teil von Abbildung 5.1 dargestellt. Die Funktionsweise des Detektors entspricht im Wesentlichen der in der allgemeinen Detektorbeschreibung in Anhang D.2 beschriebenen. Lediglich das ^3He -Zählrohr wird durch einen LiI-Kristall ersetzt, der über die Reaktion $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$ thermische Neutronen detektierbar macht. Die entstehenden α -Teilchen erzeugen im LiI-Kristall einen Lichtblitz, der über den Lichtleiter in den Photomultiplier geleitet und dort in ein messbares elektrisches Signal konvertiert wird. Zur Thermalisierung werden mit Cadmium beschichtete Polyethylen(PE)-Kugeln mit den Durchmessern 2“, 3“, 5“, 8“, 10“ und 12“ eingesetzt. Die außen liegende Cadmiumschicht (Cd) wird eingesetzt, um den bereits thermischen Anteil des Neutronenspektrums zu absorbieren, so dass dieser nicht das Messergebnis, d. h. den durch die PE-Kugel thermalisierten Beitrag, verfälschen kann.

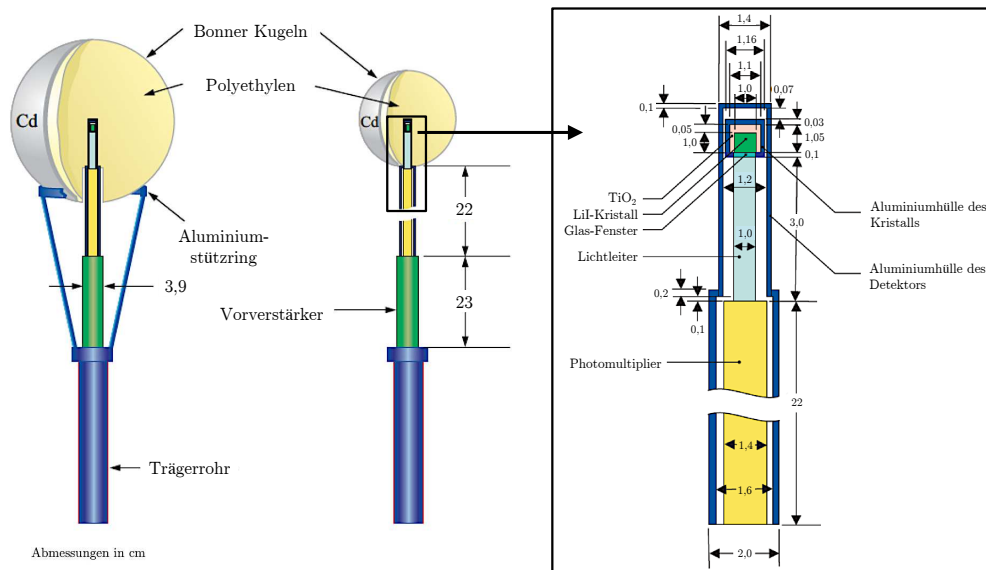


Abbildung 5.1: Modell des Bonner-Kugel-Spektrometers sowie des Kristalls und der Einbauten im Bonner-Kugel-Spektrometer

Alle in [41] dokumentierten und verwendeten Materialien und Dichten der Detektorkomponenten werden in Tabelle 5.1 zusammengefasst (Hinweis: Das Material des Photomultipliers ist in der Versuchsdokumentation nicht direkt zu finden, sondern ist in [41] lediglich in den beigelieferten Beispiel-Inputs enthalten. Nachrechnungen haben ergeben, dass der Werkstoff des Photomultipliers keine Auswirkungen auf die berechnete Response hat). Sofern für das im Material vorliegende Molekül eine $S(\alpha,\beta)$ -Behandlung möglich ist, wird diese verwendet. Der Einfluss dieser Behandlung in Bezug

auf die Abschirmung wird in diesem Benchmark nicht untersucht. Hierzu wird auf Abschnitt 6.2.2.1 verwiesen.

Element, Gew. - %	LiI(Eu)	TiO ₂	Alu D16	Glas	Plexiglas	Polyethylen	Cadmium	Photo- multiplier	Aluminium
H	-	-	-	-	8,000	14,286	-	-	-
Li-6	4,667	-	-	-	-	-	-	-	-
Li-7	0,519	-	-	-	-	-	-	-	-
C	-	-	-	-	59,999	85,714	-	0,040	-
O	-	40,065	-	46,074	32,001	-	-	10,066	-
Na	-	-	-	11,145	-	-	-	2,434	-
Mg	-	-	0,500	0,181	-	-	-	-	-
Al	-	-	95,003	0,530	-	-	-	0,116	100
Si	-	-	-	33,216	-	-	-	7,279	-
S	-	-	-	0,300	-	-	-	0,066	-
K	-	-	-	0,497	-	-	-	0,109	-
Ca	-	-	-	7,855	-	-	-	1,720	-
Ti	-	59,935	-	0,060	-	-	-	0,013	-
Mn	-	-	0,500	-	-	-	-	-	-
Fe	-	-	-	0,140	-	-	-	0,031	-
Cu	-	-	3,998	-	-	-	-	78,128	-
I	94,815	-	-	-	-	-	-	-	-
Cd	-	-	-	-	-	-	100	-	-
Dichte, g/cm ³	4,08	4,2	2,8	2,5	1,18	0,92	8,648	1,143	2,7

Tabelle 5.1: Verwendete Materialien des Bonner-Kugel-Spektrometers zur Berechnung der Response

5.1.2 Quellmodell

Die Detektor-Response hängt stark von der Energie der einfallenden Neutronen ab. In den vorliegenden Berechnungen wird diese Abhängigkeit für 30 Energiegruppen, die im Anhang in Tabelle F.3 zusammengefasst sind, und für unterschiedliche PE-Kugeldurchmesser D untersucht. Die Energieverteilung der einfallenden Neutronen folgt dabei einer abschnittsweise definierten Gesamtfunktion, die in drei Bereiche unterteilt werden kann:

- A** Unterhalb von 0,1 eV (Gruppen 27 bis 30) folgt die Energieverteilung dem Maxwell-Spektrum bei einer Temperatur von 300 Kelvin.
- B** Zwischen 0,1 eV und 2,5 MeV (Gruppen 4 bis 26) wird das Fermi-Spektrums ($\sim 1/E$) angesetzt und
- C** über 2,5 MeV (Gruppen 1 bis 3) wird ein Watt-Spalt Spektrum mit den Parametern $a = 1,175$ und $b = 1,04$ verwendet.

Die aufgeführten Bereiche sind in Tabelle F.3 den jeweiligen Gruppen zugeordnet. In MCNPTM wird die Response je Energiegruppe durch Aufteilung in 12 äquidistante Feingruppen bestimmt. Dies ist ohne weiteres möglich, da die Berechnung in MCNPTM auf kontinuierlichen Wirkungsquerschnitten basiert. In MAVRIC hingegen werden aufgrund der Gruppenstruktur der Wirkungsquerschnittsbibliothek die Feingruppen auf der vorhandenen 200-Neutronengruppenstruktur aufgebaut. Diese wird so aufgeteilt, dass die zu ermittelnde 30-Gruppenstruktur abgedeckt wird. In Tabelle F.1 ist die jeweilige Feingruppe, hier MAVRIC-Energiegruppe genannt, der 30-Gruppenstruktur und der jeweiligen Spektrumsbehandlung (A, B oder C) zugeordnet. In [41] wurde bereits die Winkelabhängigkeit des Detektors aufgrund seiner sphärischen Asymmetrie untersucht und als nicht signifikant eingestuft.

Die Response-Funktion zur Umrechnung einer Neutronenflussdichte in eine Zählrate wird berechnet, indem Neutronen mit den oben vorgestellten Energien isotrop in das Detektorvolumen einfallen. Dies wird erreicht, indem Neutronen gleichverteilt von einer den Detektor umgebenden zum LiI-Kristall zentrischen, sphärischen Oberfläche emittiert werden. Der Radius der Querkugel beträgt in MCNPTM 160 cm entsprechend den Vorgaben in [41], wohingegen in MAVRIC ein Radius von 30,95 cm gewählt wurde. Vergleichsrechnungen ergaben an dieser Stelle, dass beide Querradien zu gleichen Ergebnissen führen. Eine schematische Darstellung der Quellgeometrie findet sich in Abbildung 5.2.

Bei der Berechnung wird die Quellstärke Q in MCNPTM jeweils so skaliert, dass in einer Bonner-Kugel mit gegebenem Durchmesser D die Einheitsflussdichte $\tilde{\Phi}(E_i, D) = \frac{1}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}}$ für jede Neutronenenergie E_i vorherrscht. Dazu folgt aus der einfachsten Flussdichtedefinition mit $\Phi = \frac{Q}{S}$, dass die Quellstärke der Fläche S entsprechen muss, die senkrecht zur Emissions-Kegelachse steht und durch den Schnitt des Kegels mit der Detektor-kugel (inklusive der Cadmiumbeschichtung) gebildet wird. Aufgrund des nah am Detektor befindlichen Emissionspunktes der Neutronen ist diese erzeugte Sichtfläche S geringfügig kleiner als der Detektorquerschnitt. Bei der Skalierung in MAVRIC muss zum Erhalt der Einheitsflussdichte die Quellstärke um den Faktor $X = \frac{\Omega}{4 \cdot \pi}$ überhöht werden, da im Quellmodell auf einer infinitesimalen Kugelschale Neutronen isotrop in alle Raumrichtungen emittiert und nicht wie in MCNPTM auf die Fläche S über den Emissionskegelwinkel ω fokussiert werden können. Zusammenfassend gilt folglich für die Quellstärke:

$$Q = X \cdot S \quad \text{mit} \quad X = \begin{cases} 1 & \text{für MCNP}^{\text{TM}} \\ \frac{\Omega}{4 \cdot \pi} & \text{für MAVRIC} \end{cases}.$$

Alle zur Quellbestimmung und -definition genutzten Größen werden in Tabelle 5.2 zusammengefasst.

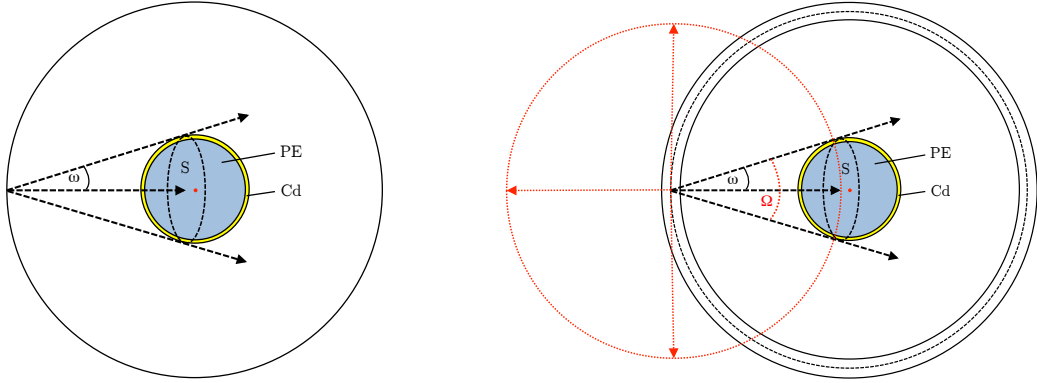


Abbildung 5.2: Skizze der zur Startverteilung zugehörigen Parameter in MCNP™ (links) und MAVRIC (rechts)

Eingangsdaten für MCNP bei einem Quellkugelradius von R = 160 cm						
Bonner-Kugel	2"	3"	5"	8"	10"	12"
$\cos(\omega)$	0,999866	0,999704	0,999192	0,997952	0,996810	0,995416
S, cm ²	21,564	47,532	129,836	329,083	512,293	735,649

Eingangsdaten für MAVRIC bei einem Quellkugelradius von R = 30,95 cm						
Bonner-Kugel	2"	3"	5"	8"	10"	12"
$\cos(\omega)$	0,996417	0,992101	0,978419	0,945267	0,914747	0,877491
S, cm ²	21,527	47,351	128,487	320,405	491,239	692,174
Ω , rad	0,022513	0,049628	0,135597	0,343897	0,535661	0,769744

Tabelle 5.2: Eingangsdaten für die Startverteilung und Berechnung in MCNP™ (oben) und MAVRIC (unten)

5.1.3 Ergebnisse

Wie zuvor beschrieben wird die Response $R(E_i, D)$ über die Anzahl an ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$ -Reaktionen pro Sekunde und pro Einheitsneutronenflussdichte bestimmt. Daher wird die Anzahl an ${}^6\text{Li}$ -Reaktionen je zur Verfügung stehendem Kern über den zugehörigen Wirkungsquerschnitt $\sigma_{n, \alpha}(E)$ sowohl in MCNP™ als auch in MAVRIC entsprechend der in Abschnitt 5.1.2 vorgestellten Energiegruppen E_i abschnittsweise ermittelt. Zum Erhalt der abschließenden Response muss der so berechnete Wert nur noch mit der Gesamtanzahl der Kerne skaliert werden, die für die Reaktion im Kristallvolumen (V_{Kristall}) zur Verfügung stehen ($N_{{}^6\text{Li}} \cdot V_{\text{Kristall}} = 1,30565 \cdot 10^{22}$ Kerne). Damit ist insgesamt die energiegruppenweise definierte Response je PE-Kugeldurchmesser D bestimmt durch:

$$R(E_i, D) = N_{{}^6\text{Li}} \cdot V_{\text{Kristall}} \cdot \int_{E_{i-1}}^{E_i} \sigma_{n, \alpha}(E) \cdot \tilde{\Phi}(E, D) dE . \quad (5.1)$$

In den Abbildung 5.3 und 5.4 werden die Ergebnisse für MCNPTM und MAVRIC für die unterschiedlichen PE-Kugeldurchmesser als Funktion der Energie in Form einer Stufenfunktion dargestellt. Die zugehörigen numerischen Werte werden mit samt ihren Unsicherheiten in die Tabellen F.1 und F.2 im Anhang ausgelagert. Im Vergleich der Response-Funktionen ist ein Unterschied von ca. 10% zu erkennen, wohingegen der Verlauf identisch ist. Die Differenz muss programmtechnisch bedingt sein, da die Responsefunktionen auch innerhalb der zweifachen Unsicherheit nicht vereinbar sind.

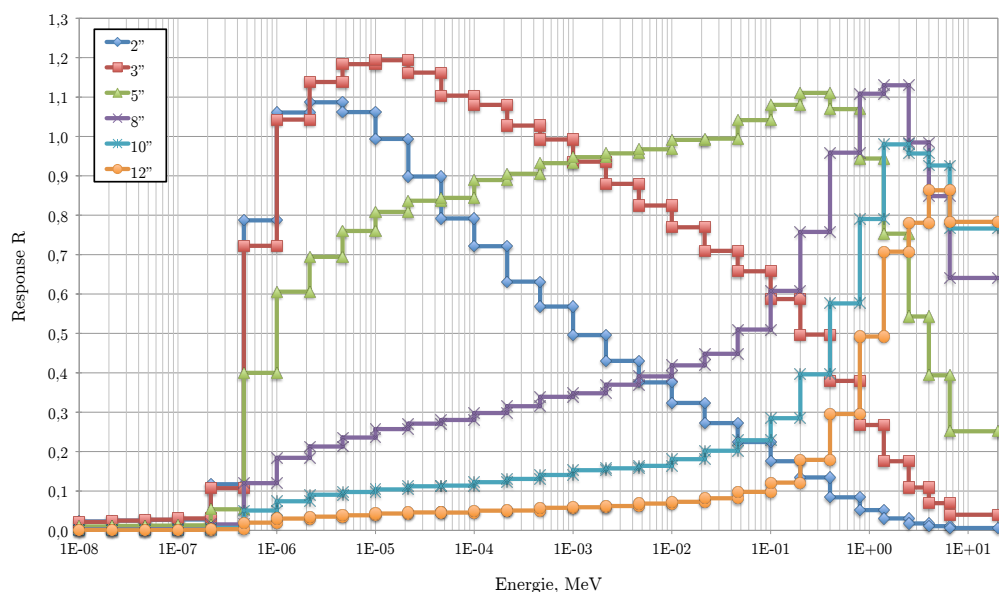


Abbildung 5.3: Grafische Darstellung der Response-Funktion für MCNPTM

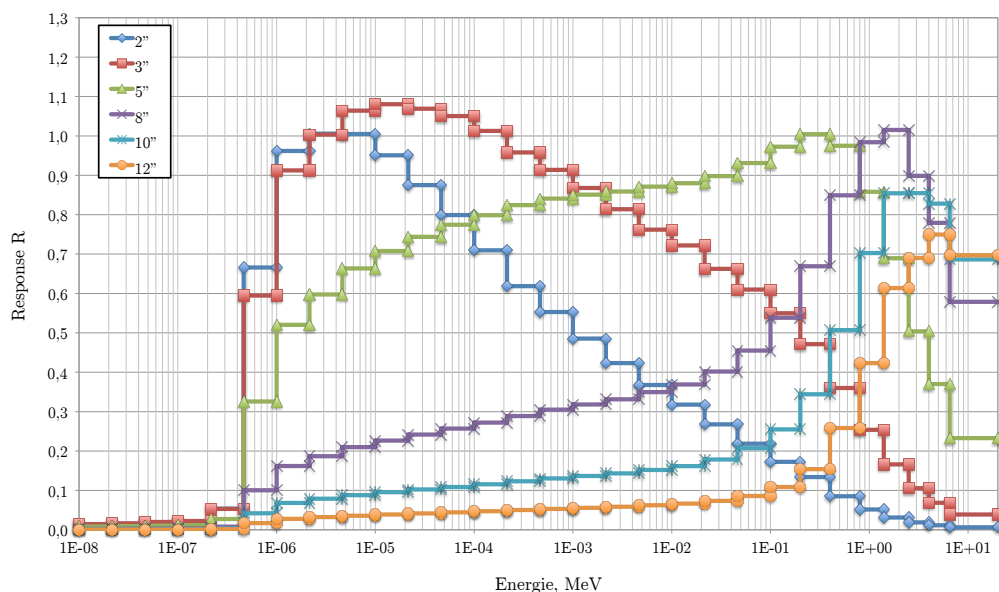


Abbildung 5.4: Grafische Darstellung der Response-Funktion für MAVRIC

5.2 Labyrinth

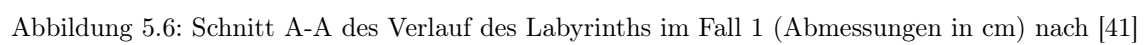
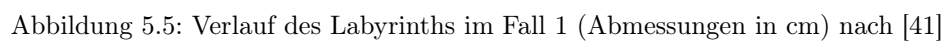
Die Vermessung des Neutronenfeldes im Labyrinth ist der zentrale Versuch. In den nachfolgenden Abschnitten wird zunächst die Basisgeometrie vorgestellt, auf der alle weiteren Variationen aufbauen. In Abschnitt 5.2.2 werden die beiden eingesetzten Quellgeometrien und deren rechentechnische Umsetzung in MAVRIC und MCNPTM beschrieben. Abschließend werden die Ergebnisse als Messwert-Rechenwert-Vergleich dargestellt und bewertet.

5.2.1 Modellierung der Versuchskonfigurationen

Aufbauend auf der in Abbildung 5.5 dargestellten Grundgeometrie (Fall 1) des in einem Betonbunker befindlichen Labyrinths, das in Abbildung 5.6 nochmals inklusive aller Abmessungen als Querschnitt aufgeführt ist, werden noch fünf weitere Variationen, im weiteren Verlauf auch Fälle genannt, untersucht und sowohl in MCNPTM als auch in MAVRIC modelliert:

- Fall 2: Bei der erst möglichen Abzweigung des Labyrinths, von der Quelle aus betrachtet, werden die Seitenwände mit Polyethylenplatten ausgekleidet.
- Fall 3: Die nächste Variation beinhaltet eine Beschichtung der eingeführten Polyethylenplatten mit Cadmium.
- Fall 4: Im vierten Aufbau werden die Seitenwände beider Verzweigungen mit boriertem Beton bestückt.
- Fall 5: In Fall fünf wird zwischen den Verzweigungspunkten des Labyrinths eine Strahlenfalle aus Polyethylenplatten errichtet.
- Fall 6: Im abschließenden Aufbau wird der direkte Strahlengang über den ersten Verzweigungspunkt hinaus verlängert.

Alle zu diesen Aufbauten relevanten Abmessungen sind [41] entnommen und in den zugehörigen Abbildungen in Anhang F.3.1 dokumentiert. Die Detektoraufpunkte sind entlang des Labyrinth-Tunnels in aufsteigender Reihenfolge von der Quelle aus, die mit einem Stern gekennzeichnet ist, nummeriert. Die letzten beiden untersuchten Fälle bilden hierbei jedoch eine Ausnahme. Bei eingeführter Strahlenfalle fehlen die Aufpunkte mit den Nummern 5 und 6. In der sechsten verlängerten Konfiguration sind die Detektoraufpunkte um die Messpunkte A und B in der Quellachse erweitert. Die Detektoren werden in den Transportrechnungen als Kugeln mit einem Radius von 15,32 cm (in Orientierung an der mittleren Größe der bei der Messung eingesetzten Bonner-Kugeln) abgebildet. Die Bestimmung der Neutronenflussdichte erfolgt je Aufpunkt energieabhängig entsprechend der bei der Bestimmung der Response festgelegten Energiegruppenstruktur (Tabelle F.3 für MCNPTM und Tabelle F.1 für MAVRIC). Die im Benchmark verwendeten Materialien der in den Schnittzeichnungen gekennzeichneten Komponenten sind samt Dichte in Tabelle 5.3 zusammengefasst.



Element, Gew. - %	Beton	Borierter Beton	'Plate' Beton	Sand	Luft	Polyethylen	Aluminium
H	0,684	1,379	0,618	0,778	0,074	14,286	-
B-10	-	0,255	-	-	-	-	-
B-11	-	1,026	-	-	-	-	-
C	-	-	5,851	0,336	-	85,714	-
N	-	-	-	-	75,952	-	-
O	52,308	47,527	50,925	53,681	23,974	-	-
Na	-	-	-	1,709	-	-	-
Mg	0,857	3,998	0,415	-	-	-	-
Al	3,432	20,396	0,748	3,447	-	-	100
Si	31,342	3,870	14,535	36,438	-	-	-
S	0,570	-	0,373	-	-	-	-
K	-	-	-	1,161	-	-	-
Ca	7,009	18,986	24,790	1,120	-	-	-
Fe	3,797	2,562	1,745	1,331	-	-	-
Dichte, g/cm ³	2,42	2,54	2,41	1,7	0,001198	0,92	2,7

Tabelle 5.3: Verwendete Materialien bei der Modellierung des Labyrinthes

5.2.2 Quellmodell

Als Neutronenquelle wird das spontan spaltende ^{252}Cf verwendet. Dieses liegt, wie in Abbildung 5.7 dargestellt, in Form einer stahl-gekapselten Tablette vor und wird in einem Abstandshalter manipuliert, der ebenfalls aus Stahl besteht. Stahl wird in der Transportrechnung als Eisen der Dichte $7,8 \text{ g/cm}^3$ berücksichtigt. Die Quelle wird bei der Durchführung des Experimentes entweder mit einem Polyethylenmoderator oder ohne diesen auf dem in Abbildung 5.7 gezeigten Haltegestell befestigt, so dass sich das Zentrum der Quellschleife auf einer Höhe von 90 cm über dem Betonboden des Bunkers befindet. Es ergeben sich zwei mögliche Quellkonfigurationen, die in MCNPTM und MAVRIC explizit nachgebildet werden. Bezüglich der Nomenklatur in den nachfolgenden Beschreibungen der untersuchten Fälle wird die Konfiguration ohne Moderator mit **A** und die mit Polyethylenmoderator mit **B** gekennzeichnet. Einen Sonderfall stellt die Labyrinth-Konfiguration mit eingebauter Strahlenfalle aus Polyethylen dar (Fall 5). Hier wird nur die unmoderierte Quelle untersucht.

Die Neutronenenergieverteilung von ^{252}Cf wird in der Berechnung über das kontinuierliche Watt-Spaltsspektrums beschrieben [42]:

$$f(a, b, E) = C \cdot \exp\left(-\frac{E}{a}\right) \cdot \sinh(\sqrt{b \cdot E}) , \quad (5.2)$$

mit $C = \sqrt{\frac{4}{\pi \cdot a^3 \cdot b}} \cdot \exp\left(-\frac{a \cdot b}{4}\right)$ und E in MeV nach [43].

Im Handbuch der Kritikalität [41] wird angemerkt, dass in zwei Publikationen unterschiedliche Werte der Formparameter a und b für dieses Spektrum veröffentlicht wurden, die zu Abweichungen im hochenergetischen Bereich oberhalb von 2,5 MeV von bis zu 20 % (rel.) führen können. In diesem Teil der Arbeit werden die Koeffizienten nach F. H. Fröhner mit $a = 1,175 \text{ MeV}$ und $b = 1,04 \text{ MeV}^{-1}$ verwendet [44], da sie in [41] für diesen Benchmark explizit empfohlen werden. Die Abweichungen zu den im MCNPTM-Handbuch aufgeführten Parametern werden an dieser Stelle nicht diskutiert, sondern in das nachfolgende Kapitel ausgelagert. Dies ist darin begründet, dass eventuell auftretende Abweichungen durch ein modulierte Quellspektrum nur von Interesse sind, wenn sie bei der Abschirmkonfiguration eines Transport- und Lagerbehälters einen signifikanten Einfluss auf die Dosisleistung haben. Die im Handbuch der Kritikalität angemerkte Diskrepanz hier zu untersuchen könnte somit falsche Schlussfolgerungen nach sich ziehen.

In MAVRIC wird das Energiespektrum der Neutronenquelle durch gruppenweise Integration des Watt-Spaltspektrums entsprechend der Energiegruppen der hinterlegten Wirkungsquerschnitte aufbereitet. Durch die sehr feine Gruppeneinteilung wird damit ein zum kontinuierlichen Fall (wie in MCNPTM) vergleichbares Quellspektrum generiert.

Die Neutronenquellstärke zum Versuchszeitpunkt wurde vom All-Russian Mendeleyev Memorial Metrology Institute in Sankt-Petersburg mit einer Unsicherheit von $\pm 3 \%$ (rel.) bestimmt und beträgt $Q(^{252}\text{Cf}) = 5,66 \cdot 10^8 \text{ n/s}$ [41].

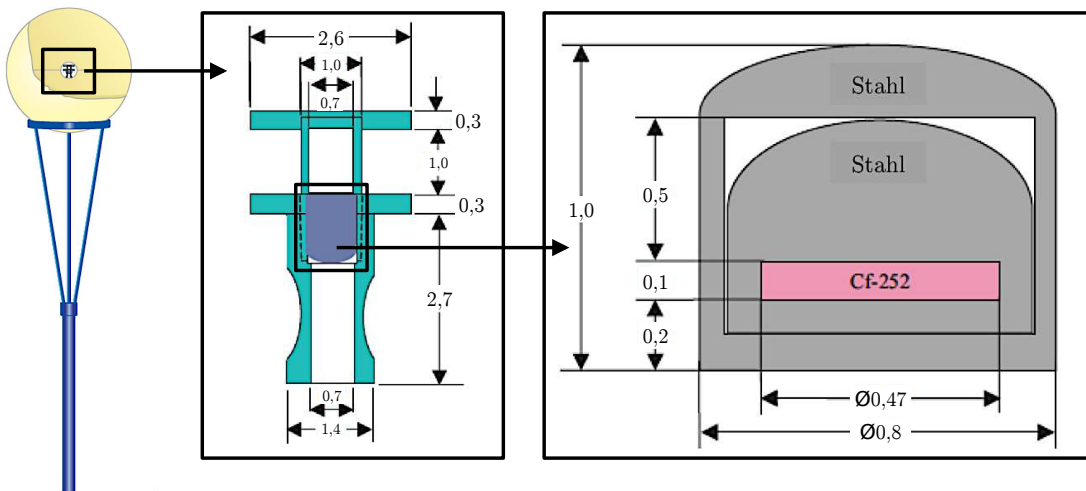


Abbildung 5.7: Haltegestell und Moderator der Quellkapsel im Abstandshalter (links), Abstandshalter für die Kapsel (Mitte) und Modell der Quellkapsel (rechts) [41]

5.2.3 Ergebnisse

Zur Berechnung der mit den Messergebnissen vergleichbaren Zählraten werden die in der Transportrechnung in den sphärischen Luftvolumina an den Aufpunkten ermittelten energieabhängigen Neutronenflussdichten $\Phi_{\text{Detektor}}(E_i)$ zunächst über Skalierung mit der Quellstärke $Q(^{252}\text{Cf})$ und durch Normierung über die Einheitsflussdichte $\tilde{\Phi} = \frac{1}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}}$ in dimensionslose Größen $n(E_i)$ überführt. Die in Abschnitt 5.1.2 durchgeführte Normierung der Response $R(E_i, D)$ in Abhängigkeit der Energiegruppe E_i und des Durchmessers der Bonner-Kugel D auf die Einheitsflussdichte führt nun dazu, dass $R(E_i, D)$ lediglich mit $n(E_i)$ energiegruppenweise skaliert werden muss, um die energieabhängige Zählrate $C(E_i, D)$ je Kugeldurchmesser zu erhalten:

$$C(E_i, D) = n(E_i) \cdot R(E_i, D) \quad , \text{ wobei} \quad (5.3)$$

$$n(E_i) = \frac{\Phi_{\text{Detektor}}(E_i) \cdot Q(^{252}\text{Cf})}{\tilde{\Phi}} \quad . \quad (5.4)$$

Durch Summierung der energiegruppenweisen Beiträge $\forall i \in \{1, \dots, 30\}$ ergibt sich die Gesamtzählrate $C(D)$ je eingesetzter Kugel und Aufpunkt, die mit der gemessenen verglichen werden kann:

$$C(D) = \sum_i C(E_i, D) \quad . \quad (5.5)$$

Die gemessenen Zählraten M sind inklusive ihrer relativen Unsicherheiten fallspezifisch in [41] dokumentiert. In diesem Abschnitt werden zur Ergebnisdarstellung die gemessenen mit den berechneten Zählraten R bzw. $C(D)$ über die Vergleichsgröße $\Delta = R/M - 1$ bewertet. Die Unsicherheiten aus der Quellstärke, der Monte-Carlo-Rechnung und den gemessenen Werten fließen über die Gauß'sche-Unsicherheitsfortpflanzung in die zugehörige absolute Unsicherheit σ_Δ ein, wobei jeweils eindeutig die Messunsicherheit dominiert.

Zur Auswertung der Abweichung müssen die nun vorliegenden Datenmengen systematisch reduziert werden, um eine abschließende Aussage zur Übereinstimmung von Messung und Rechnung treffen zu können. Dabei wird bei beiden Berechnungsprogrammen wie folgt vorgegangen:

- Zu Beginn werden die Abweichungen Δ einzeln berechnet und diese je Aufpunkt, Kugeldurchmesser sowie Labyrinth- und Quellkonfiguration ausgewiesen (in Tabelle 5.4 beispielhaft zusammengetragen). Je Kugeldurchmesser und Konfiguration wird dann über alle Aufpunkte das Minimum, Maximum und der Mittelwert gebildet. Bei Minimum und Maximum entsprechen die Unsicherheiten den jeweils zugehörigen Werten. Beim Mittelwert wurde die maximal auftretende Unsicherheit je Kugeldurchmesser zur abdeckenden Betrachtung verwendet (Hinweis: An dieser Stelle kann keine andere Verfahrensweise zur Berücksichtigung der Unsicherheit angewandt werden, da weder die Voraussetzungen für eine Betrachtung

nach Gauß noch für eine Fortpflanzung im Sinne eines gewichteten Mittelwertes vorliegen).

- Im nächsten Schritt werden dann die zusammengeführten Abweichungen für alle Kugeldurchmesser je Konfiguration zusammengetragen. Analog zum Schritt zuvor werden Minimum, Maximum und Mittelwert inklusive ihrer Unsicherheiten gebildet, um eine vom Kugeldurchmesser unabhängige Abweichung zu erhalten (vgl. Tabelle 5.5, Spalte "Total").
- Abschließend können dann die resultierenden Größen unterschieden nach der Quellkonfiguration in Abhängigkeit der Labyrinth-Konfiguration bzw. des Falls graphisch zusammengeführt werden, so wie es in den Abbildungen 5.9 bis 5.11 dargestellt ist.

Die Einzelergebnisse der ersten beiden Reduktionsschritte finden sich für weitere Studien in Anhang F.3.2. Die Resultate der Reduktion werden im Nachfolgenden diskutiert.

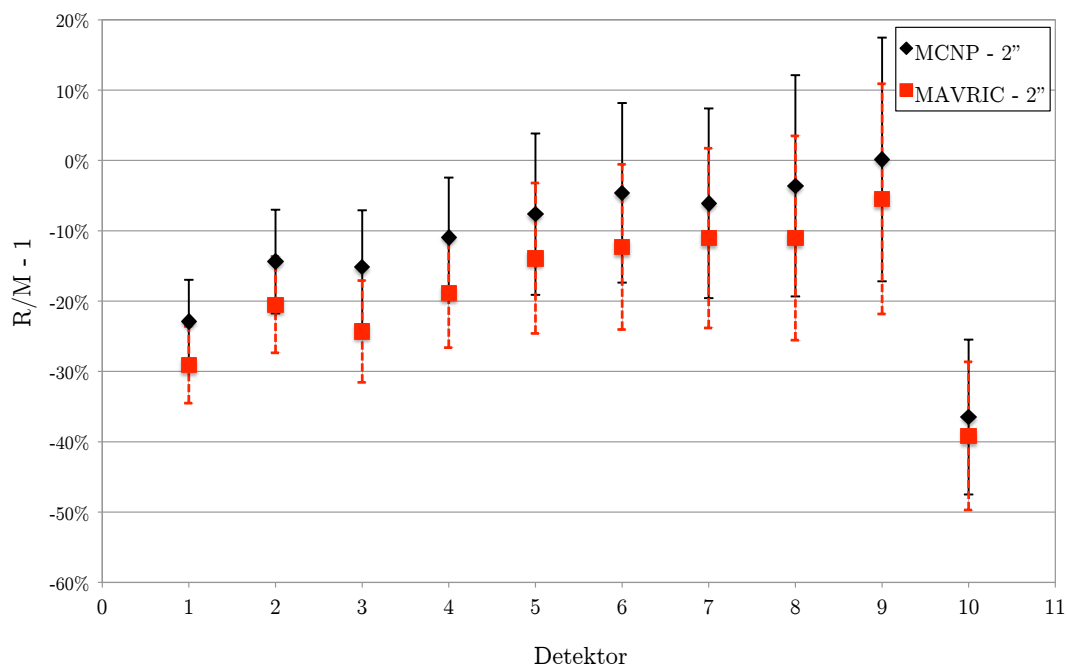
MCNP	Fall 1 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
1	21%	10%	22%	11%	16%	9%	21%	10%	18%	11%	7%	12%
2	13%	12%	19%	12%	13%	11%	12%	11%	12%	12%	8%	12%
3	15%	13%	20%	13%	12%	11%	3%	10%	4%	11%	-1%	11%
4	14%	13%	21%	13%	13%	11%	9%	10%	8%	11%	3%	12%
5	19%	16%	28%	16%	27%	16%	11%	15%	7%	15%	2%	16%
6	22%	17%	30%	19%	23%	19%	6%	17%	14%	20%	11%	20%
7	17%	17%	26%	19%	31%	20%	16%	20%	16%	20%	11%	21%
8	20%	21%	31%	24%	34%	26%	24%	25%	28%	27%	25%	28%
9	27%	23%	35%	26%	35%	27%	12%	25%	11%	26%	0%	24%
10	2%	20%	8%	21%	-3%	21%	-14%	19%	-17%	19%	-22%	19%
Minimum	2%	20%	8%	21%	-3%	21%	-14%	19%	-17%	19%	-22%	19%
Maximum	27%	23%	35%	26%	35%	27%	24%	25%	28%	27%	25%	28%
Mittelwert	17%	23%	24%	26%	20%	27%	10%	25%	10%	27%	4%	28%

MAVRIC	Fall 1 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
1	16%	10%	13%	10%	4%	8%	7%	9%	3%	10%	-7%	11%
2	8%	11%	10%	12%	1%	10%	-1%	9%	-2%	10%	-6%	11%
3	8%	12%	10%	11%	0%	10%	-10%	9%	-10%	9%	-16%	10%
4	9%	12%	12%	12%	2%	10%	-2%	9%	-4%	10%	-10%	10%
5	12%	15%	17%	15%	14%	14%	-1%	13%	-6%	14%	-12%	14%
6	16%	17%	20%	17%	11%	17%	-5%	15%	0%	17%	-4%	18%
7	11%	16%	16%	18%	18%	18%	5%	18%	5%	18%	0%	19%
8	11%	19%	19%	22%	20%	23%	11%	23%	15%	24%	12%	25%
9	16%	21%	23%	24%	23%	25%	3%	23%	2%	24%	-8%	22%
10	-4%	18%	-1%	19%	-12%	19%	-22%	17%	-24%	18%	-29%	17%
Minimum	-4%	18%	-1%	19%	-12%	19%	-22%	17%	-24%	18%	-29%	17%
Maximum	16%	10%	23%	24%	23%	25%	11%	23%	15%	24%	12%	25%
Mittelwert	10%	21%	14%	24%	8%	25%	-2%	23%	-2%	24%	-8%	25%

Tabelle 5.4: Abweichungen zum Messwert in MCNPTM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 1 A

Konfiguration			$\Delta = R/M - 1$													
			2"		3"		5"		8"		10"		12"		Total	
Fall 1 A	MCNP	Minimum	2%	20%	8%	21%	-3%	21%	-14%	19%	-17%	19%	-21.7%	19%	-22%	19%
		Maximum	27%	23%	35%	26%	35%	27%	24%	25%	28%	27%	25%	28%	35%	27%
		Mittelwert	17%	23%	24%	26%	20%	27%	10%	25%	10%	27%	4%	28%	14%	28%
	MAVRIC	Minimum	-4%	18%	-1%	19%	-12%	19%	-22%	17%	-24%	18%	-20%	17%	-29%	17%
		Maximum	16%	10%	23%	24%	23%	25%	11%	23%	15%	24%	12%	25%	23%	25%
		Mittelwert	10%	21%	14%	24%	8%	25%	-2%	23%	-2%	24%	-8%	25%	3%	25%
Fall 1 B	MCNP	Minimum	-36%	11%	-32%	13%	-30%	15%	-44%	13%	-45%	13%	-55%	12%	-55%	12%
		Maximum	0%	17%	17%	21%	17%	25%	6%	20%	7%	22%	5%	23%	17%	25%
		Mittelwert	-12%	17%	-4%	21%	-1%	25%	-9%	22%	-10%	22%	-15%	23%	-9%	25%
	MAVRIC	Minimum	-39%	11%	-34%	12%	-32%	14%	-46%	13%	-47%	13%	-57%	11%	-57%	11%
		Maximum	-5%	16%	10%	20%	9%	23%	-3%	19%	-2%	20%	-4%	21%	10%	20%
		Mittelwert	-19%	16%	-12%	20%	-10%	23%	-18%	21%	-18%	20%	-24%	21%	-17%	23%
Fall 2 A	MCNP	Minimum	11%	11%	12%	10%	12%	9%	8%	8%	9%	8%	6%	9%	6%	9%
		Maximum	20%	20%	29%	21%	33%	22%	42%	25%	42%	25%	31%	19%	42%	25%
		Mittelwert	15%	20%	18%	21%	21%	22%	23%	25%	25%	25%	21%	23%	21%	25%
	MAVRIC	Minimum	5%	10%	3%	9%	0%	8%	-5%	7%	-5%	7%	-9%	8%	-9%	8%
		Maximum	11%	18%	16%	19%	18%	19%	28%	22%	28%	22%	18%	17%	28%	22%
		Mittelwert	8%	18%	8%	19%	9%	19%	10%	22%	11%	22%	7%	21%	9%	22%
Fall 2 B	MCNP	Minimum	-6%	8%	-7%	8%	-4%	9%	-4%	12%	-3%	20%	-6%	21%	-7%	8%
		Maximum	1%	14%	2%	14%	6%	16%	10%	17%	5%	18%	10%	17%	10%	16%
		Mittelwert	-3%	14%	-3%	14%	0%	16%	3%	19%	2%	20%	2%	21%	0%	21%
	MAVRIC	Minimum	-12%	9%	-14%	7%	-14%	11%	-15%	11%	-9%	12%	-12%	16%	-15%	11%
		Maximum	-5%	13%	-5%	13%	-2%	15%	-3%	18%	-8%	19%	-4%	15%	-2%	15%
		Mittelwert	-9%	13%	-11%	13%	-10%	15%	-7%	18%	-9%	19%	-9%	20%	-9%	20%

Tabelle 5.5: Zusammenfassung der Fälle 1 und 2

Abbildung 5.8: Grafischer Messwert-Rechenwert-Vergleich am Beispiel der 2“-Kugel für MCNPTM und MAVRIC bei Fall 1 B

In Abbildung 5.8 sind die Abweichungen je Detektorposition im Fall des ungestörten Labyrinths mit moderierter Quelle aufgetragen. Man erkennt hier, dass MAVRIC und MCNPTM sogar bei leichten Messungenauigkeiten wie in Messpunkt 10 ein gleiches Verhalten zeigen und innerhalb der einfachen Standardabweichung übereinstimmen. Beide Programme neigen zur Unterschätzung bei moderiertem Spektrum, wie es sich im Gesamtmittelwert in Abbildung 5.9 (Fall B) widerspiegelt. Gleichzeitig ist eine konstante Differenz von ca. 10 % zwischen den Nominalwerten der Abweichungen der beiden Berechnungsprogramme sowohl für die moderierte als auch für die unmoderierte Quelle klar erkennbar.

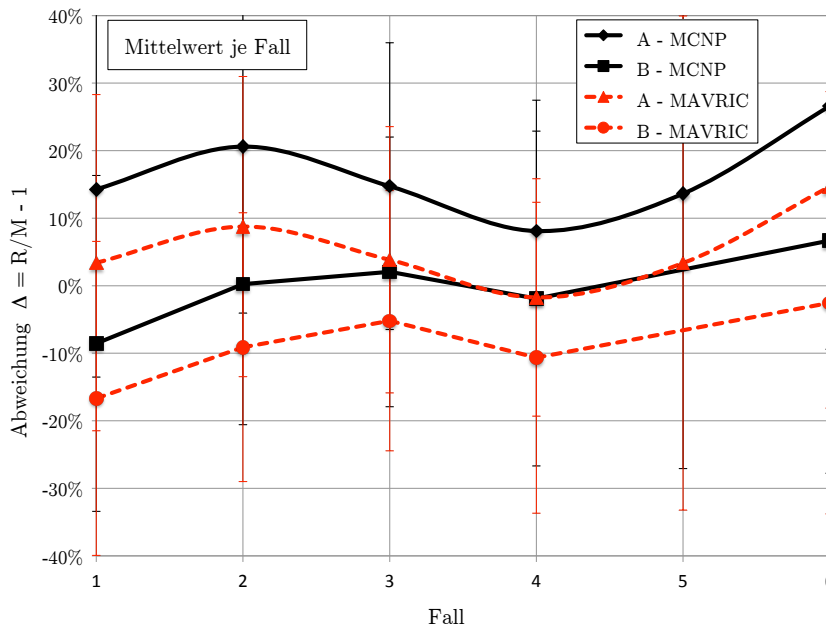


Abbildung 5.9: Grafische Darstellung der Mittelwerte der Abweichungen in den Fällen 1 bis 6, unterschieden nach den Quellkonfigurationen A und B

Grundsätzlich ist zu sehen, dass bei Einsatz der unmoderierten Quelle der Messwert im Mittel leicht über- und bei der moderierten unterschätzt wird. Dies liegt im Wesentlichen an der Abbildung der Quelle, da bereits der erste Detektor im Freistrahle der Quelle für beide Quellkonfigurationen die identifizierten Tendenzen zeigt (vgl. Tabelle 5.4 und Tabelle F.4). Einen Hinweis darauf, dass das Spektrum der Quelle und damit die Berechnungsmethode richtig ist, gibt die Tatsache, dass alle Kugeldurchmesser je Konfiguration in etwa dieselbe Abweichung vom Messwert zeigen. Sofern beide Berechnungsprogramme nicht konstant vom Messwert abweichen ist denkbar, dass die Differenz zwischen Mess- und Rechenwert auf der Größe der Quellstärke beruht. Daraus ließe sich folgern, dass diese wahrscheinlich ungenauer bestimmt wurde als die im Handbuch der Kritikalität dokumentierten $\pm 3\%$ (rel.). Zudem ist zu beobachten, dass mit steigender Entfernung der Aufpunkte zur Quelle auch die Überschätzung zunimmt, was einerseits auf eine Unsicherheit in der Berechnungsmethode und andererseits auf eine ungenaue Abbildung der Betondichte und -zusammensetzung des Bunkers zurück-

zuführen sein könnte. Die emittierten Neutronen werden nicht ausreichend absorbiert bzw. moderiert. Unter Einbezug der Unsicherheit der Abweichung, die im Wesentlichen aus der Messung resultiert, ist aber festzuhalten, dass die Ergebnisse beider Transportrechnungen im Mittel mit dem Messwert vereinbar sind.

Betrachtet man die minimalen Abweichungen (Abbildung 5.10) in den sechs Konfigurationen, so fällt besonders Fall 1 A auf, der sich vom jeweiligen Gesamtverlauf unterscheidet. Bei genauerer Analyse der Einzeldaten zeigt sich, dass in diesem Fall der in Abbildung 5.8 bereits als Messfehler identifizierte Messpunkt 10 das Gesamtminimum so beeinflusst, dass eine Abweichung zum Messwert von ca. -55 % in MCNPTM und MAVRIC auftritt. Alle weiteren Detektoren dieses Berechnungsfalls liegen im Minimum in der Größenordnung der globalen Tendenz von ca. -20 %. Im Rahmen der Unsicherheit sind bei der Betrachtung aller maximalen Abweichungen alle Fälle vereinbar (Abbildung 5.11).

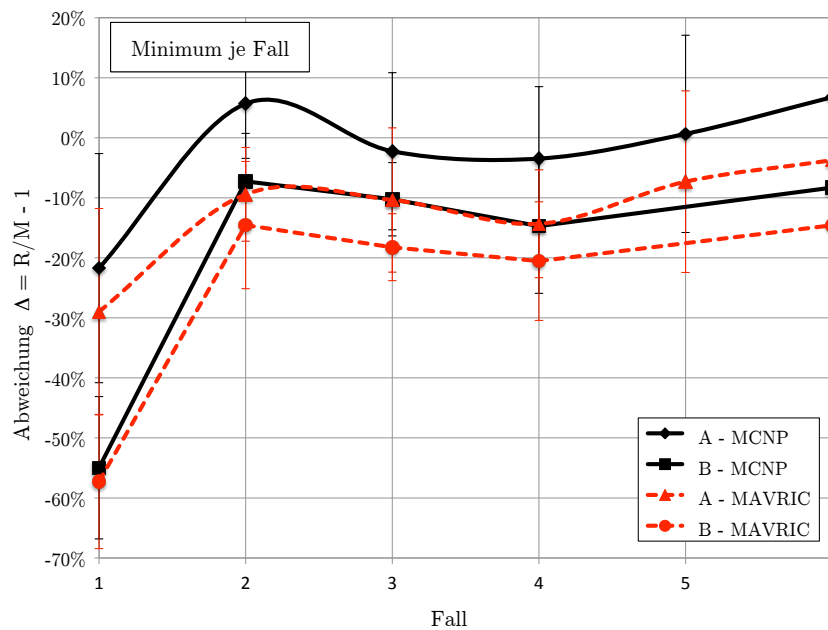


Abbildung 5.10: Grafische Darstellung der Minima der Abweichungen in den Fällen 1 bis 6, unterschieden nach den Quellkonfigurationen A und B

Bei Analyse der maximalen Abweichungen (Abbildung 5.11) weicht der Fall 6 von der Gesamttendenz ab. Im Gegensatz zum Fall 1 kann hier kein einzelner Messpunkt oder Kugeldurchmesser identifiziert werden, der das Gesamtergebnis maßgeblich beeinflusst. Alle Messungen weichen im Vergleich zu den übrigen Fällen (1 bis 5) stärker von den Berechnungen ab. Ein möglicher Grund hierfür könnte der Messaufbau sein. Im Fall 6 musste das Labyrinth durch Verschiebung von Wandsegmenten umgebaut werden, so dass sich die geometrischen Randbedingungen geändert haben. Weiterhin war ein verschieben der Wände nur möglich, wenn die Quelle zuvor aus dem Eingangsbereich entfernt wurde. Beim zurückstellen könnten ggf. Unsicherheiten durch die Neupositio-

nierung entstanden sein. Da die aufgeführten Begründungen zur hohen Abweichung in Fall 6 nicht durch die Versuchsdokumentation belegbar sind, wird dieser Fall ohne Einschränkungen in die Gesamtauswertung des Benchmarks in dieser Arbeit einbezogen.

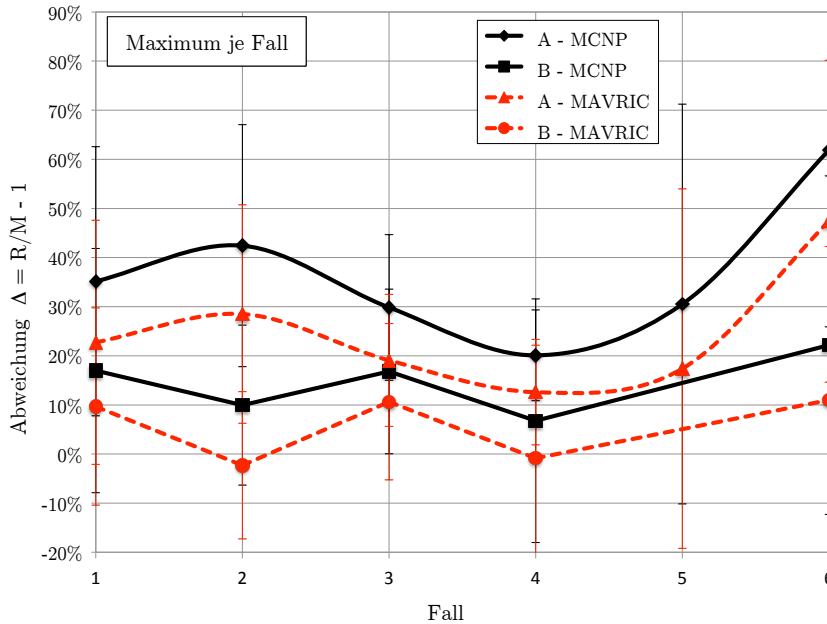


Abbildung 5.11: Grafische Darstellung der Maxima der Abweichungen in den Fällen 1 bis 6, unterschieden nach den Quellkonfigurationen A und B

Insgesamt ist deutlich zu erkennen, dass die in Abbildung 5.9 dargestellten Mittelwerte das Benchmark-Experiment adäquat abbilden, da die jeweiligen Unsicherheiten der aufgetragenen Punkte die minimalen und maximalen Abweichungen aus den Abbildungen 5.10 und 5.11 einschließen. Die Vereinbarkeit von Mess- und Rechenwert für MCNPTM und MAVRIC ist gegeben, da die Ergebnisse beider Programme bereits im Rahmen der einfachen Standardunsicherheit mit dem Messwert übereinstimmen, wobei dies unabhängig von der Quellkonfiguration ist. Damit können Streaming-Effekte korrekt charakterisiert und Vorhersagen getroffen werden, wenn zusätzliche abschirmende, absorbierende oder reflektierende Strukturen in den Strahlengang eingebracht werden. Die Genauigkeit liegt dabei im Rahmen von $((^{+25}_{-20}) \pm 25) \%$, sofern man die minimalen und maximalen Abweichungen der in Abbildung 5.9 dargestellten Mittelwerte zusammenfasst.

Abschließend bleiben noch zwei Fragestellungen ungeklärt: Zum einen muss festgestellt werden, ob die Abweichung zwischen MCNPTM und MAVRIC von ca. 10 % systematischer Natur ist, und zum anderen, ob die in diesem Kapitel der Arbeit validierten Berechnungen zu makroskopischen Streaming-Effekten und Abschirmgeometrien auch in Bezug auf einen Transport- und Lagerbehälter anwendbar sind. Dies wird im nächsten Kapitel behandelt.

Kapitel 6

Berechnung von Dosisleistungen aus einer gegebenen Neutronen-Quellstärke bei mehrschichtigen Abschirmungen

In diesem Kapitel wird ergänzend zum vorherigen Kapitel zur Analyse der Genauigkeit der Monte-Carlo-Methoden MCNPTM und MAVRIC bei bekannter Neutronenquellstärke das im Jahre 1994 durchgeführte „Aktive Handhabungsexperiment mit Neutronenquellen“ (AHE), das im Auftrag der Deutschen Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE) veranlasst wurde, zu einem Berechnungsbenchmark aufbereitet (vgl. [45]). Aufgrund der auf $\pm 0,1\%$ (rel.) genau bestimmten Neutronenquellstärke und der konkret vorliegenden Konfiguration eines Transport- und Lagerbehälters, dient dieses Experiment im Rahmen dieser Arbeit dazu, die Qualität der Dosisleistungsvorhersage beim Neutronentransport noch genauer zu bewerten. Zudem wird betrachtet, ob die im Streaming-Benchmark beobachtete systematische Differenz zwischen MCNPTM und MAVRIC auch hier beobachtbar ist und ob die Ergebnisse des vorherigen Kapitels mit denen in diesem vergleichbar sind.

Im ersten Abschnitt dieses Kapitels werden der Versuch und dessen Komponenten vorgestellt, dann in Abschnitt 6.2 die verschiedenen Versuchskonfigurationen nachgerechnet und die Abweichung der bestimmten Dosisleistungen von den gemessenen ermitteln und klassifiziert. Dabei werden nicht nur Neutronendosisleistungen betrachtet, sondern auch die Beiträge aus sekundären Photonen, die im Experiment ebenfalls gemessen wurden.

6.1 Benchmark-Experiment im Salzstock Asse und auf dem Freigelände der PTB

Im Rahmen der Genehmigungsfähigkeit der direkten Endlagerung ausgedienter Brennelemente in Großbehältern, deren Weiterentwicklung von der Bundesregierung am 23. Januar 1985 beschlossen wurde, ist der Nachweis der sicheren Handhabung im Endlager zu erbringen. Dazu wurde im Jahr 1994 das „Handhabungsexperiment mit Neutronenquellen“ im Auftrag der DBE durchgeführt, mit dem Ziel, die radiologischen Probleme bei der Handhabung von Einzelabschirmbehältern durch das Betriebspersonal zu untersuchen, die nicht nur durch direkte Neutronenstrahlung, sondern auch durch die im Salzgestein gestreuten Neutronen auftreten.

Zur Betrachtung der ungestörten Neutronenflussdichte wurde der erste Teil der Messreihe auf dem Freigelände Nordost der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) durchgeführt. Die eigentliche Thematik wurde danach unter Tage im Salzbergwerk Asse des Forschungszentrums für Umwelt und Gesundheit GmbH (GSF) untersucht. Dabei wurden Neutronen- und Gammadosisleistungen bestimmt sowie teilweise zugehörige Spektren aufgezeichnet. Als Simulation für einen Einzelabschirmbehälter diente ein eigens für das Experiment gefertigter zylindrischer Gussbehälter mit eingesetzter Polyethylen-Abschirmung und Edelstahl-Innenbehälter. Um das Quellspektrum und die Eigenschaften eines Brennelementes bestmöglich widerspiegeln zu können, wurde eine Linienquelle konstruiert, die aus 40 einzelnen Californium-252-Quellen bestand [46].

In den nachfolgenden Abschnitten werden die verwendeten Komponenten zur Strahlenabschirmung und zur Einrichtung des Messplatzes beschrieben und sowohl die genutzten Messgeräte als auch ihre Funktionsweisen kurz dargestellt. Danach wird auf die verwendete Linienquelle und die Charakterisierung ihrer Quellstärke eingegangen. Abschließend wird der Aufbau der Einzelmessplätze erläutert.

6.1.1 Komponenten

In diesem Abschnitt werden die verschiedenen Komponenten des Versuchsbehälters vorgestellt und näher bestimmt. Es wird auf Masse und Dichte eingegangen sowie charakteristische Abmessungen genannt. Die Materialzusammensetzung jeder abschirmenden Schicht wurde in der Versuchsvorbereitung bestimmt und in [47] dokumentiert. In dieser Arbeit werden die elementweise aufgeschlüsselten Zusammensetzungen im Berechnungsteil d. h. Abschnitt 6.2 bei der Modellbildung (vgl. Tabelle 6.2) vorgestellt.

6.1.1.1 Versuchsbehälter

Der Versuchsbehälter (auch Außenbehälter mit Deckel genannt) ist aus Gußeisen mit Kugelgraphit gefertigt. Die Dichte des Behältermaterials wurde mit $7,13 \text{ g/cm}^3$ bestimmt. Bei einer Gesamthöhe von 1350 mm und einem Innendurchmesser von ca. 513 mm sowie einem Außendurchmesser von 912 mm betrug die Masse des Behälters ca. 5728 kg. In Abbildung 6.1 ist der Behälter noch ohne Tragzapfen dargestellt. Diese sind später zu Transportzwecken in der Weise angeordnet, dass bei der Messung der Versuchsbehälter auf dem Lagergestell (vgl. Abschnitt 6.1.1.5) so positionierbar ist, dass sowohl in horizontaler als auch in vertikaler Behälterposition die im Versuch festgelegten Abstände zur Sohle bzw. zum Betonboden eingehalten werden können [47]. Der Behälter mit Tragzapfen ist in Abbildung 6.1 dargestellt.

6.1.1.2 Polyethylen-Abschirmung

Die Polyethylen-Abschirmung bzw. der Moderatorbehälter besteht aus einem zum mechanischen Schutz mit Stahlblech ummantelten Polyethylen-Hohlzylinder (vgl. Abbildung 6.1, Mitte). Bei dem verwendeten Werkstoff handelt es sich um ultrahochmolekulares Niederdruck-Polyethylen GUR412 der Firma Solidur. Die Dichte dieses Werkstoffes beträgt $0,91 \text{ g/cm}^3$. Insgesamt hat der Moderatorbehälter eine Höhe von 619 mm, einen Innendurchmesser von 313 mm und einen Außendurchmesser von 512 mm bei einer Masse von 71,6 kg [47].

6.1.1.3 Innenbehälter

Der Innenbehälter dient zur Aufnahme der Quelle in einem mittig platzierten Bohrloch (Abbildung 6.1, rechts). Er besteht aus massivem Edelstahl des Typs 15 MnNi63. Zur Handhabung kann der Innenbehälter an zwei Ringschrauben angeschlagen und in den Versuchsbehälter eingebracht bzw. aus ihm entnommen werden. Die Dichte des verwendeten Materials beträgt wie für Edelstahl üblich $7,8 \text{ g/cm}^3$. Bei einem Außendurchmesser von 312 mm, einer Gesamthöhe von 640 mm und einem zentrischen Bohrloch von 12 mm Durchmesser und einer Tiefe von 621 mm hat der Innenbehälter eine Masse von ca. 400 kg [47].

6.1.1.4 Assemblierung

Einen Hinweis auf die Assemblierung gibt bereits Abbildung 6.1. Der Moderatorbehälter wird im Außenbehälter platziert und der Innenbehälter danach eingestellt. In das Bohrloch im Innenbehälter kann zu Versuchszwecken dann die Quelle, die in Abschnitt 6.1.3 ausführlich beschrieben wird, eingeführt werden. Eine Gesamtübersicht der assemblierten Abschirmkonfiguration ist in Anhang G.1 dargestellt.



Abbildung 6.1: Foto des Versuchsbehälters direkt nach der Fertigung (links), zylindrische Polyethylen-Abschirmung vor der Assemblierung (Mitte) und Innenbehälter beim Einsetzen in den Abschirmbehälter mit Tragzapfen (rechts) [47]

6.1.1.5 Lagergestell

Das Lagergestell dient zur Positionierung des Versuchsbehälters in den bei den Einzelerperimenten vordefinierten Höhen über der Sohle bzw. dem Betonboden (vgl. Abschnitt 6.1.4). Zum Übergang des Behälters von der vertikalen in die horizontale Lage wird ein zweistrangiges Hebezeug angeschlagen, so dass der Behälter zum Positionswechsel senkrecht nach oben angehoben und dann durch eine Klappstütze abgesichert werden kann. In Abbildung 6.2 wird dies schematisch angedeutet. Das Lagergestell aus Stahl wurde so konstruiert, dass es das Strahlenfeld des Behälters möglichst nicht beeinflusst, jedoch Standsicherheit und Positionstreue gewährleistet.

6.1.2 Verwendete Detektoren

Zur Messung der Neutronendosisleistung wurden diverse Detektoren eingesetzt (z. B. LB6411, Leak-REM-Counter). Bei der Auswertung wird sich auf das verwendete Bonner-Kugel-Messsystem, das in Abschnitt D.2 detailliert beschrieben wird, beschränkt, da es die zuverlässigsten Ergebnisse liefert. Genauso wird bei der Sekundärgammadosisleistung verfahren, die mit dem HANDI (vgl. Abschnitt D.1.5) gemessen wurde.

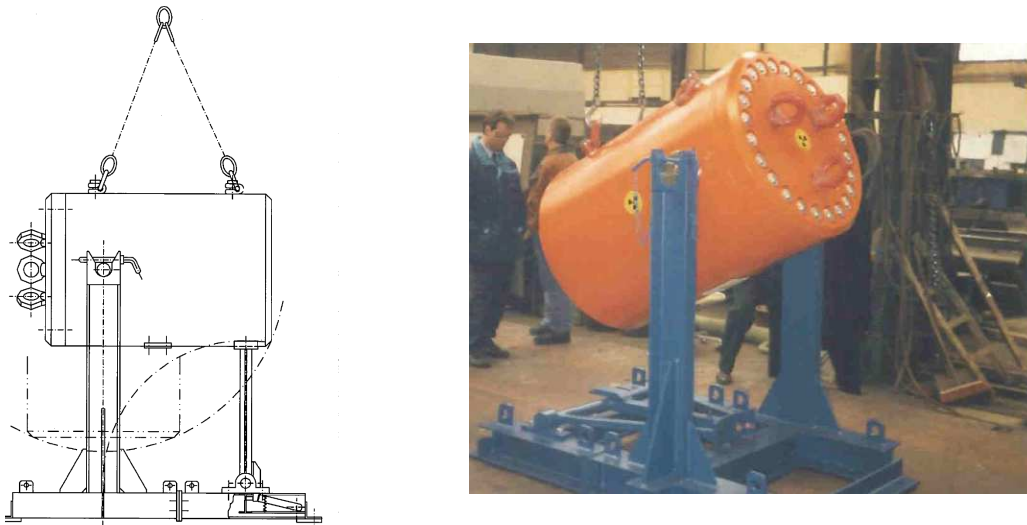


Abbildung 6.2: Skizze zur Funktionsweise des Lagergestells (links) und Foto mit eingestelltem Behälter (rechts) [47]

6.1.3 Quellcharakterisierung und -modellierung

Zur Simulation eines Brennelementes wurden 40 ^{252}Cf -Kapseln entsprechend 6.3 übereinander in einem Rohr positioniert. Je ca. $2\ \mu\text{g}$ ^{252}Cf sind in einer Kapsel von 10 mm Höhe als Pellet in einer Platin/Iridium-Legierung eingebettet und von einer dichten, inaktiven Hülle aus Stahl umschlossen. Durch Einführen von Abstandshaltern nach jeweils zwei übereinander angeordneten Kapseln ergibt sich eine Gesamtquelllänge von 60 cm. Aus der genauen Charakterisierung jeder Quelle über die Aktivierung von ^{65}Mn in Mangansulfat in [48] und [49] mit einer Unsicherheit von 0,35 % (rel.) der Quellstärke je Kapsel kann die Verteilung der Quellstärke über der Höhe abgeleitet werden (vgl. Abbildung 6.3). Die Gesamtquellstärke Q_{ges} als Summe der Einzelquellstärken der Kapseln beträgt zum Messzeitpunkt (03.05.1994) $1,76 \cdot 10^8$ n/s. Bei einer Halbwertszeit des ^{252}Cf von 2,73 a [37] liegen als Quellstärke zum Versuchszeitpunkt der Messungen über Tage (Juli 1994) ca. $1,7 \cdot 10^8$ n/s und unter Tage (September 1994) $1,6 \cdot 10^8$ n/s mit einer Unsicherheit von jeweils 0,1 % (rel.) nach Gauß'scher Unsicherheitsfortpflanzung vor.

Die Neutronenenergieverteilung wird in der Berechnung in Abschnitt 6.2 über die Nutzung des kontinuierlichen Watt-Spaltspektrums analog zu der in Gleichung (5.2) aufgeführten beschrieben. An dieser Stelle werden anders als in Abschnitt 5.2.2 bewusst die für das Spaltspektrum von ^{252}Cf im MCNPTM-Handbuch vorgeschlagenen Koeffizienten $a = 1,025\text{ MeV}$ und $b = 2,926\text{ MeV}^{-1}$ gewählt [27], um die Aussage von [41], dass der Anteil an Neutronen über 2,5 MeV in der Startverteilung mit den

MCNPTM-Koeffizienten um bis zu 20 % überbewertet wird und so einen Einfluss auf den Benchmark hat, zu verifizieren (vgl. hierzu Abschnitt 6.2.2.6). Wie in der Programmbeschreibung in Abschnitt 3.2.2 erwähnt, verwendet MAVRIC bei der Berechnung gruppenweise hinterlegte Wirkungsquerschnitte im Energiebereich von 10^{-5} eV ($E_{\min}$) bis 20 MeV ($E_{\max}$). Dementsprechend wird das Energiespektrum der Neutronenquelle durch gruppenweise Integration des Watt-Spaltsspektrums aufbereitet und in MAVRIC vorgegeben. Hierdurch wird für beide Berechnungssysteme ein vergleichbares Quellspektrum generiert.

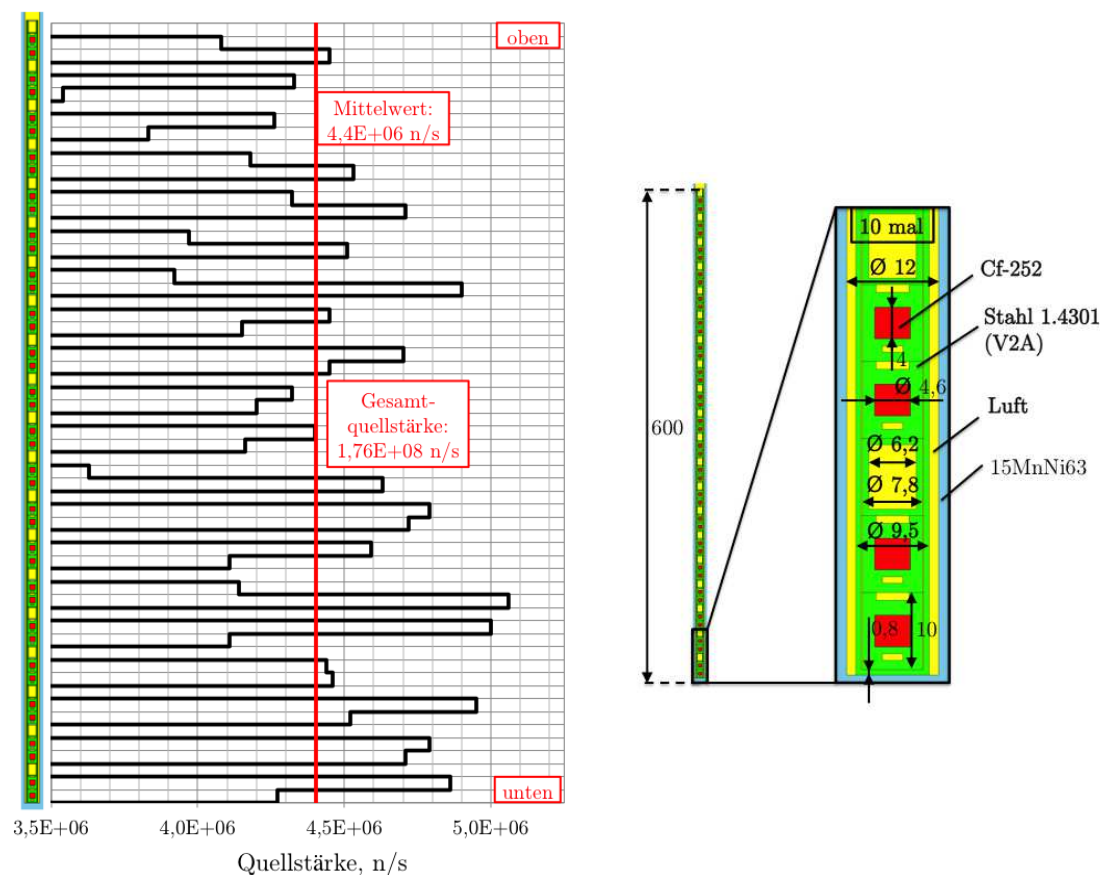


Abbildung 6.3: Axiale Quellstärkenverteilung (links) und Quellaufbau mit Abmessungen in mm aus [47] (rechts)

6.1.4 Messplätze

Die nachfolgenden Abschnitte enthalten Informationen über die Positionierung des verwendeten Versuchsbehälters, den Ort der Messung und der Aufpunkte sowie ihre im weiteren Verlauf verwendeten Bezeichnungen. Im Fall der Messungen unter Tage wird explizit auf den Messort innerhalb des Bergwerks eingegangen, da dieser in Bezug auf die spätere Zuordnung der umgebenden Salzart, die für die Neutronenstreuung verantwortlich ist, wichtig ist.

6.1.4.1 Messungen auf Freigelände Nordost der PTB

Bei den Messungen auf dem Freigelände wird der in Abschnitt 6.1.1 beschriebene Behälter auf dem Lagergestell in horizontaler und vertikaler Position gehandhabt und sowohl die Gamma- als auch die Neutronendosisleistungen an den in Abbildung 6.4 dargestellten Aufpunkten bestimmt. Der gesamte Aufbau ist nochmals in Abbildung 6.5 zu sehen. Man erkennt, dass der Versuchsstand zum Schutz gegen Witterungseinflüsse in einem Tragluftzelt untergebracht war.

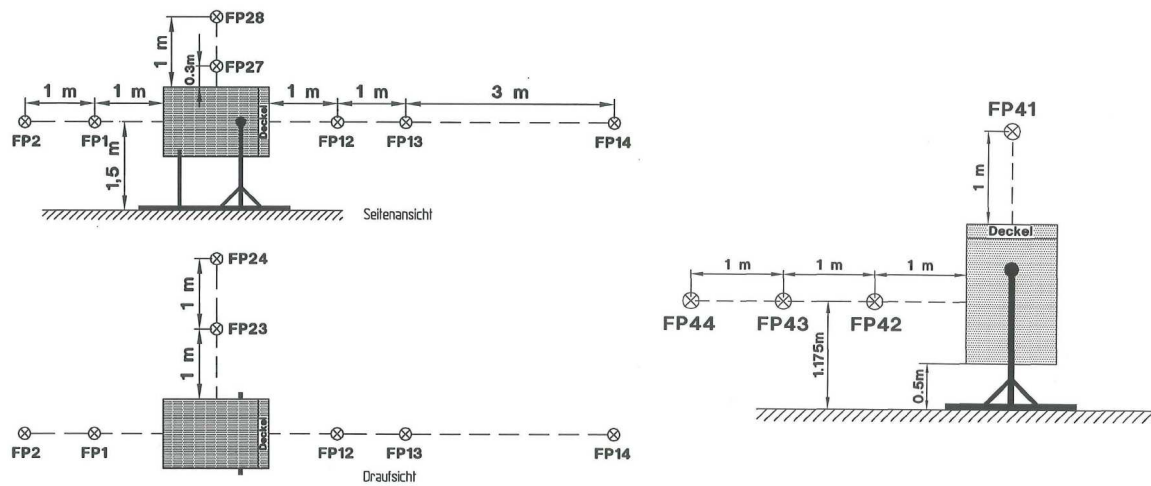


Abbildung 6.4: Skizze der Aufpunkte bei horizontal (links) und vertikal (rechts) positioniertem Behälter auf dem Freigelände Nordost der PTB [46]

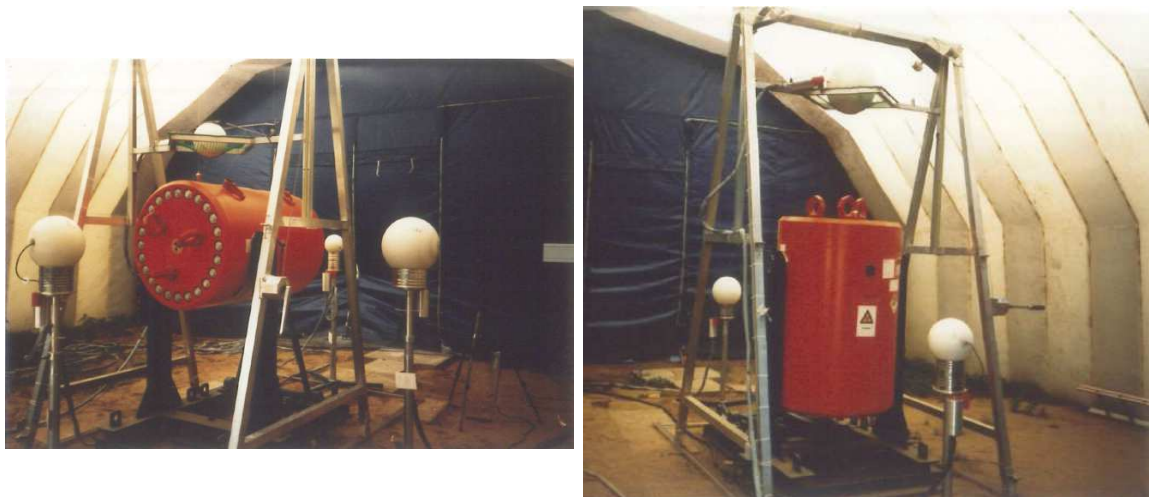


Abbildung 6.5: Foto des Aufbaus bei horizontal (links) und vertikal (rechts) positioniertem Behälter auf dem Freigelände Nordost der PTB [46]

6.1.4.2 Messungen unter Tage im Salzbergwerk Asse

Die Messungen im Salzbergwerk Asse lassen sich in drei verschiedene Oberkategorien einteilen:

- Behälter liegend im Lagergestell, horizontaler Aufbau.
- Behälter stehend im Lagergestell, vertikaler Aufbau.
- Behälter liegend auf der Sohle, horizontaler Aufbau am Boden.

Eine Auswahl der genannten Positionierungen wurde jeweils in vier verschiedenen Streckenabschnitten auf zwei unterschiedlichen Sohlen des Bergwerks untersucht, deren Bezeichnung wie folgt gewählt wurde:

- AHE-Versuchsstrecke (800 m-Sohle),
- Transportstrecke (800 m-Sohle),
- Versuchsfeld der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), im Nachfolgenden BGR-Versuchsfeld genannt (800 m-Sohle).
- Füllort (850 m-Sohle).

Die Messungen am Füllort werden in dieser Arbeit nicht verwendet, da dort zu wenige Messwerte für einen adäquaten Messwert-Rechenwert-Vergleich aufgenommen wurden. Zur Zuordnung der Streckenabschnitte ist in der Versuchsdokumentation (vgl. [46]) lediglich die in Abbildung G.2 im Anhang dargestellte Schnittzeichnung der 800 m-Sohle dargestellt worden. Im Rahmen dieser Arbeit wurde durch Hinzuziehen weiterer Quellen die genaue Lage der Versuchsorte im Salzgestein zur Identifikation der genauen chemischen Zusammensetzung und Dichte der Sohlenwände ermittelt.

Betrachtet man dazu das 3D-Modell des Bergwerks (Abbildung G.3), so ist dort der Ausschnitt aus Abbildung G.2 wiederzufinden (vergrößerter Teil). Über die relative Lage zum Hauptversorgungsschacht und zum hinter dem BGR-Versuchsfeld befindlichen vertikalen Nebenschacht kann mittels des geologischen Profils (Abbildung G.4) die Lage der Messplätze im Salzgestein bestimmt werden. Die Transport- und die AHE-Versuchsstrecke werden von Liniensalz (geologische Kurzbezeichnung: Na3ß) eingeschlossen, wohingegen das BGR-Versuchsfeld im polyhalitischen Übergangssalz liegt. Eine Skizze der Querschnitte der einzelnen Streckenabschnitte findet sich in Anhang G.3. In den nachfolgenden Absätzen werden die Einzelmessplätze näher erläutert und analog zu Abschnitt 6.1.4.1 die Lage der einzelnen Aufpunkte dargestellt.

AHE-Versuchsstrecke

In der AHE-Versuchsstrecke auf der 800 m-Sohle wurde bei horizontaler Positionierung des Behälters im offenen Tunnel in axialer und radialer Richtung insgesamt an neun verschiedenen Punkten entsprechend Abbildung 6.6 die Dosisleistung gemessen. Die

auf den Behältermantel projizierten und nicht bemaßten Aufpunkte AP27 und AP28 liegen jeweils 30 cm bzw. 1 m vom Behältermantel entfernt. Mit AP3 und AP14 enthält diese Konfiguration weit von der Quelle entfernte Aufpunkte (5 m vom Behälter) in axialer Richtung, die den Einfluss der Streuung explizit charakterisieren sollen, da hier ein geringer Beitrag durch Direktstrahlung erwartet wird.

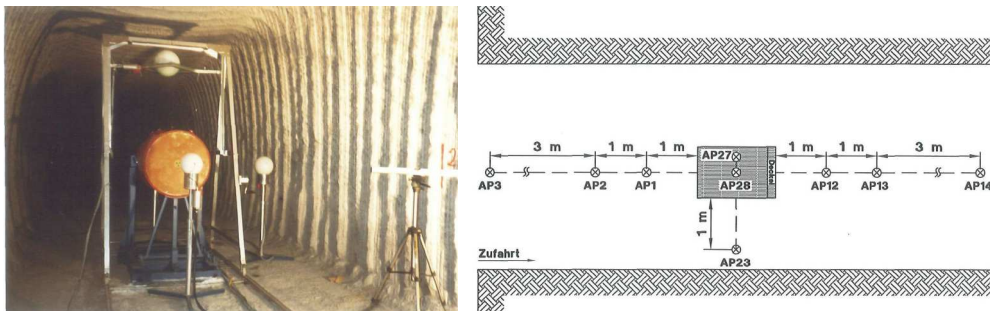


Abbildung 6.6: Foto des Aufbaus bei horizontaler Orientierung des Behälters (links) in der AHE-Versuchsstrecke und Skizze der Messpunkte inklusive ihrer Bezeichnung (rechts) [46]

Transportstrecke

In der Transportstrecke wurde die Dosisleistung des sowohl im Lagergestell liegenden als auch stehenden Behälter entsprechend den Abbildungen 6.7 und 6.8 im offenen Tunnel untersucht. Die Detektoren BP27 und BP28 liegen in der zweidimensionalen Skizze (Abbildung 6.7) auf dem Behältermantel, sind in Realität jedoch 30 cm bzw. 1 m vom Behältermantel entfernt. Dasselbe gilt für den Aufpunkt BP41 in Abbildung 6.8, der sich 1 m über dem Behälterdeckel befindet. Im vorliegenden Streckenabschnitt ist der Querschnitt mit ca. 28 m^2 um einen Faktor von 1,6 größer als bei der AHE-Versuchsstrecke bei gleicher Salzumgebung (Na_3F). Deshalb ist bei gleichem Abstand zum Behälter mit einem geringeren Streuanteil zu rechnen als in der AHE-Versuchsstrecke. An einigen der dargestellten Aufpunkte haben die PTB und das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) jeweils zusätzlich zum Standardversuchsprogramm mit separaten Messgeräten die Neutronenflußdichte bestimmt.

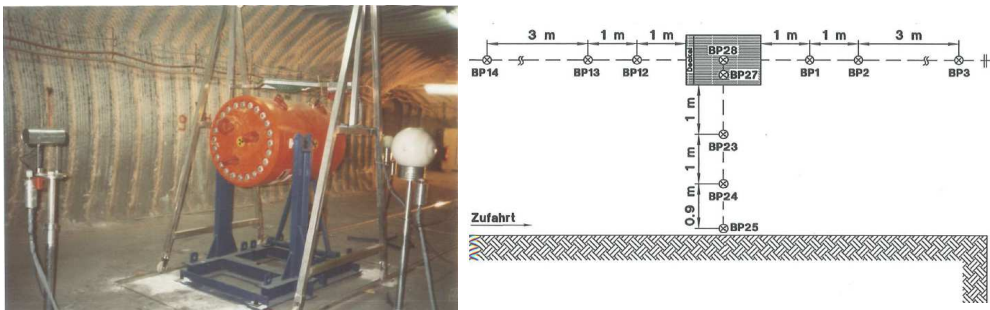


Abbildung 6.7: Foto des Aufbaus bei horizontaler Orientierung des Behälters (links) in der Transportstrecke und Skizze der Messpunkte inklusive ihrer Bezeichnung (rechts) [46]

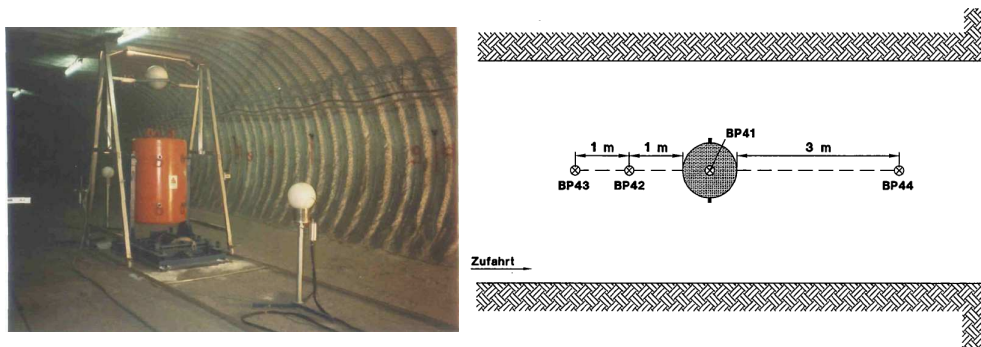


Abbildung 6.8: Foto des Aufbaus bei vertikaler Orientierung des Behälters (links) in der Transportstrecke und Skizze der Messpunkte inklusive ihrer Bezeichnung (rechts) [46]

BGR-Versuchsfeld

Im BGR-Versuchsfeld wurde das Strahlenfeld des direkt auf der Sohle liegenden Behälters untersucht. Dabei befand sich der Behälterboden 2 m vom Tunnelende entfernt. Alle Aufpunkte sind in Abbildung 6.9 zusammengefasst. Alle Detektoren bis auf die mit der Kennung CP27 und CP28 befinden sich in einer Höhe von 47 cm über dem Sohlenboden. CP27 hat eine Entfernung von 30 cm und CP28 von 1 m zum Behältermantel. Der Aufpunkt CP1 ist besonders erwähnenswert, da er so platziert ist, dass er Streustrahlung von der hinteren und den seitlichen Salzwänden erfährt.

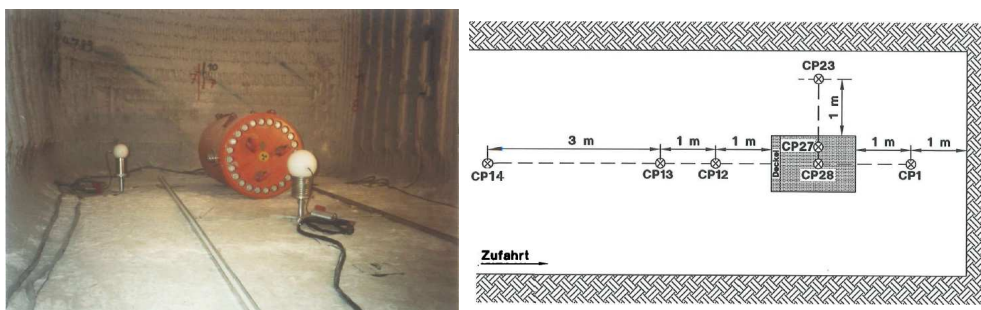


Abbildung 6.9: Foto des Aufbaus bei auf dem Boden liegendem Behälter (links) im BGR-Versuchsfeld und Skizze der Messpunkte inklusive ihrer Bezeichnung (rechts) [46]

6.2 Berechnung mit MCNPTM und MAVRIC

In diesem Abschnitt werden die in MCNPTM und MAVRIC abgeleiteten Modelle vorgestellt und mögliche Variationen in den Randbedingungen durch Vergleichsrechnungen bewertet. Es wird im Abschnitt der Modellabsicherung jeweils darauf eingegangen, dass in beiden Monte-Carlo-Programmen unterschiedliche Wirkungsquerschnittsbehandlungen möglich sind und der Einfluss gewisser variabler Modellparameter wie Umgebungstemperatur und Ungenauigkeiten in der Salzcharakterisierung qualifiziert werden müssen. Abschließend werden die resultierenden Rechenwerte mit den Messwerten verglichen.

6.2.1 Berechnungsmodelle

Entsprechend der Beschreibung der Einzelkomponenten und der detaillierten Vermessung, dokumentiert in [47], ergibt sich das in Abbildung 6.10 dargestellte Geometriemodell für die Berechnung in MCNPTM und in MAVRIC. Die in Abschnitt 6.1.0 beschriebene ²⁵²Cf-Quelle ist in der Behältermitte angeordnet und hat einen Abstand von 32,9 cm zur Unterkante des Behälters. Die in der Beschreibung der Messplätze (vgl. Abschnitt 6.1.4) bereits dargestellten Aufpunkte werden in allen Berechnungsmodellen als sphärische Volumendetektoren mit einem Durchmesser von jeweils 208 mm, der sich am mittleren Durchmesser eines Bonner-Kugel-Systems orientiert, dargestellt. Als Beispiel wird in Abbildung 6.11 der Messplatz auf dem Freigelände der PTB bei horizontaler Ausrichtung des Behälters gezeigt, wohingegen die übrigen Modelle für die Messungen unter Tage, die sich an den Realquerschnitten des Salzstockes orientieren, in Anhang G.4 als Vertikalschnitt zu finden sind. Sowohl die zugehörigen Horizontalschnitte als auch die Berechnungsmodelle mit vertikaler Behälterposition werden in dieser Arbeit nicht explizit aufgeführt, da sie analog zu Abbildung 6.4 modelliert wurden. In allen Berechnungsmodellen wird auf die Abbildung des Wendegestells verzichtet, da es so konstruiert wurde, dass es die Neutronenflussdichte nicht beeinflusst.

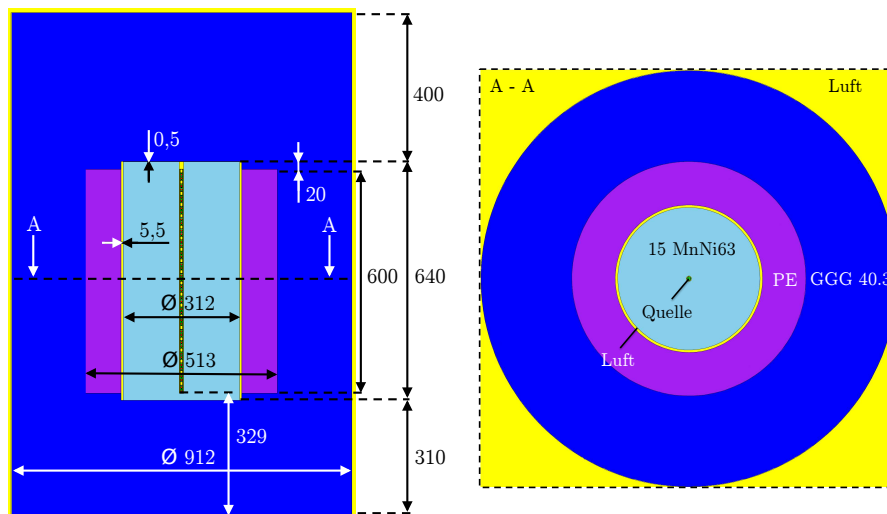


Abbildung 6.10: Berechnungsmodell des Behälters (Angaben in mm) im vertikalen (links) und horizontalen Schnitt (rechts)

Entsprechend den in der Versuchsdokumentation [47] zusammengefassten Materialanalysen der Einzelkomponenten werden sowohl für MAVRIC als auch für MCNPTM die in Tabelle 6.2 dargestellten Materialzusammensetzungen und -dichten verwendet. Entsprechend der Beschreibung der Zuordnung der Streckenabschnitte unter Tage in Abschnitt 6.1.4.2 fließen die in Tabelle 6.1 aufgeführten Salzzusammensetzungen in das jeweilige Berechnungsmodell ein.

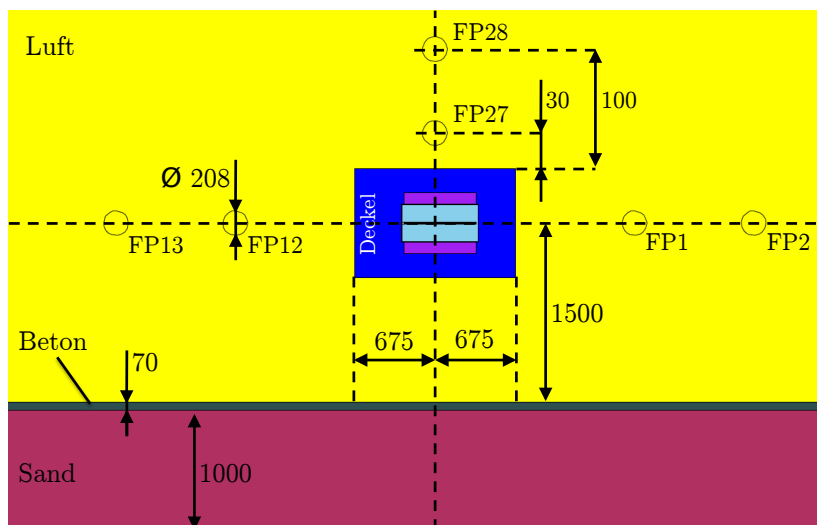


Abbildung 6.11: Berechnungsmodell des Behälters bei horizontaler Ausrichtung auf dem Freigelände der PTB im Vertikalschnitt (Abmessungen in mm)

Die gemessenen und berechneten Neutronendosisleistungen in MCNPTM werden auf Grundlage der Interpretation der ICRP 60 nach Leuthold, Mares und Schraube entsprechend Abschnitt 3.3.4 und über die ICRP 21 (vgl. Abschnitt 3.3.2) Konversionsfunktionen bewertet. In MAVRIC werden die Dosisleistungen nur auf Basis der ICRP 21 bewertet. Die Gammadosisleistungen im Experiment werden nach ANSI/ANS-6.1.1-1977 (vgl. Abschnitt 3.3.3), das im weiteren Verlauf der Arbeit mit dem Kürzel ANSI 77 bezeichnet wird, und ICRP 21 ausgewertet. Die Messwerte für die Gammadosisleistungen werden grundsätzlich beiden Standards zugeordnet, da in der Versuchsbeschreibung [46] zwar dokumentiert wurde, welche Konversionen für die Messungen der Gammadosisleistungen zur Verfügung standen, jedoch nicht, welches Messgerät welchen Standard erfüllte.

Element	Gew.-%	
	Polyhalitisches Übergangssalz	Na3B
H	0,09	0,01
O	2,87	0,95
Na	37,20	38,58
K	0,39	0,07
Ca	0,78	0,45
Cl	57,37	59,48
Mg	0,22	0,03
S	1,07	0,43
Dichte, g/cm ³	2,19	2,18
Vorkommen	BGR-Versuchsfeld	Transportstrecke, AHE-Versuchsstrecke

Tabelle 6.1: Zusammensetzungen der in den Versuchsstrecken vorkommenden Salze nach [50] und [51]

Material	Element	Gew.-%	Material	Element	Gew.-%
Quellkapselung 1.4301 (V2A) $\rho = 7,9 \text{ g/cm}^3$	C	0,07	Polyethylen $\rho = 0,91 \text{ g/cm}^3$	H	14,4
	Si	1,00		C	85,6
	Mn	2,00	Aussenbehälter mit Deckel GGG 40.3 $\rho = 7,13 \text{ g/cm}^3$	C	3,590
	P	0,045		Si	1,960
	S	0,015		Mn	0,200
	Cr	18,25		P	0,029
	Ni	9,25		S	0,004
	N	0,11		Mo	0,060
	Fe	69,26		Cr	0,030
Innenbehälter 15 MnNi63 $\rho = 7,8 \text{ g/cm}^3$	Fe	69,26		Fe	94,127
	C	0,160	Luft (50% feucht) $\rho = 0,0012 \text{ g/cm}^3$	H	0,08
	Si	0,220		N	75,63
	Mn	1,420		O	24,29
	P	0,007	Beton auf PTB Gelände $\rho = 1,2 \text{ g/cm}^3$	H	0,4
	S	0,002		C	10,7
	Cr	0,130		O	3,1
	Mo	0,030		Mg	0,4
	Ni	0,680		Al	1,0
	Al	0,023		Si	36,0
	V	0,005		S	0,1
	N	0,006		Ca	47,7
	Cu	0,090		Ni	0,6
	Nb	0,001	Sandfundament auf PTB Gelände $\rho = 1,6 \text{ g/cm}^3$	O	53,26
	Ti	0,002		Si	46,74
	As	0,005			
	Sn	0,009			
	Fe	97,210			

Tabelle 6.2: Materialzusammensetzungen der einzelnen Komponenten nach [47]

6.2.2 Modellabsicherungen im MCNPTM-Modell

Bei der Nachrechnung ergeben sich einige zu überprüfende variable Randbedingungen, die in diesem Abschnitt betrachtet und deren Relevanz im Hinblick auf den Messwert-Rechenwert-Vergleich bewertet wird. Es wird z. B. analysiert, inwiefern die Betrachtung von Molekülstrukturen, d. h. die sogenannte $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung, in der Materialangabe von MCNPTM Auswirkungen auf die ausgewiesene Dosisleistung hat. Weiterhin werden abdeckend für MCNPTM und MAVRIC die Wahl sowie die Temperaturabhängigkeit der verwendeten Wirkungsquerschnitte, die Ungenauigkeiten in der Salzcharakterisierung und die in Abschnitt 6.1.3 durch [41] postulierte Überschätzung des Neutronenanteils über 2,5 MeV untersucht. Abschließend wird über eine Variation des Tunnelquerschnitts überprüft, ob dieser einen relevanten Einfluss auf die Dosisleistung an den Aufpunkten hat. Die Bewertung der untersuchten Einflussgrößen erfolgt über die Abweichung Δ zum Messwert, die in Abschnitt 4.2.5 bereits inklusive Unsicherheitsfortpflanzung vorgestellt wurde.

6.2.2.1 $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung im Vergleich zum Free Gas Thermal Treatment

Bei der Materialangabe in MCNPTM ist für Molekülstrukturen eine sogenannte $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung möglich, die die Struktur des Verbunds bei der Berechnung des Streuquerschnitts temperaturabhängig vollständig beschreibt (vgl. Abschnitt B.6.1 im Theorie-Teil). Zur Untersuchung des Einflusses dieser Behandlung wird in den Konfigurationen des Freigeländes der PTB und der Transportstrecke diese mit den Standardeinstellungen, dem sogenannten Free Gas Thermal Treatment, verglichen. Diese Fälle wurden repräsentativ ausgewählt, da sie zum einen über Tage das Streumaterial Beton und unter Tage das Salz beinhalten. Die Ergebnisse über und unter Tage sind vergleichbar und in Tabelle G.1 und Tabelle G.2 in Anhang G.5.1 zu finden. Es zeigt sich eine maximale Abweichung von 2 % für die Neutronen- sowie bis zu 5 % für die Gammadosisleistung, was als nicht statistisch signifikanter Einfluss gegenüber den Standardeinstellungen einzustufen ist. Die $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung kann damit in der Nachrechnung entfallen.

6.2.2.2 Einfluss der Wirkungsquerschnittsbibliothek

Zur Quantifizierung einer möglichen Unsicherheit, die aus der Wahl der Wirkungsquerschnittsbibliothek resultiert, wird analog zur Vorgehensweise in Abschnitt 6.2.2.1 die verwendete Bibliothek nach ENDF/B-VI durch die Bibliothek nach ENDF/B-VII (vgl. hierzu [38] und [52]) ersetzt und sowohl die Konfiguration des Freigeländes der PTB als auch der Transportstrecke unter Tage erneut ausgewertet. Es zeigen sich im Rahmen der Unsicherheiten der Monte-Carlo-Rechnung keine abweichenden Ergebnisse, sodass die Wahl der Wirkungsquerschnittsbibliothek keinen signifikanten Einfluss auf die in der Transportrechnung bestimmte Neutronen- sowie Sekundärgammadosisleistung zeigt, sofern frei verfügbare und bereits für andere Anwendungen validierte Datenbanken für die Berechnung verwendet werden. Dieses Ergebnis bestätigen auch Ha et al., die auf Basis von Benchmarks aus der SINBAD-Datenbank repräsentativ für Abschirmkonfigurationen an Kern- und Fusionsreaktoren sowie Beschleunigeranlagen die gleiche Zielsetzung untersuchten [53].

6.2.2.3 Temperaturabhängigkeit unter Tage

Unter Tage kann die Temperatur streckenweise auf bis zu 30 °C ansteigen. Die verwendeten Wirkungsquerschnitte sind auf 293,6 Kelvin ausgelegt. Hier wird geprüft, inwiefern ein Temperaturunterschied von 10 Kelvin eine Auswirkung auf die ausgewiesene Dosisleistung hat. Dies kann in MCNPTM über eine geometrie- und materialabschnittsweise Manipulation der Temperaturbehandlung erreicht werden. Da diese kombinierbar mit der $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung ist, wird dieser Temperatureinfluss auch nochmals betrachtet. In Tabelle G.3 im Anhang sind die Abweichungen zum Messwert bei der Konfiguration der Transportstrecke bei vertikaler Anordnung des Versuchsbehälters dargestellt. Es zeigt sich, dass die Temperaturdifferenz von 10 Kelvin weder

einen Einfluss auf die Neutronen- noch auf die Gammadosisleistung hat. Selbst die Temperaturänderung in Kombination mit der $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung zeigen statistisch äquivalente Werte in den Aufpunkten. Die Querschnitte bei 293,6 Kelvin ohne spezielle $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung können folglich für die Nachrechnung ausnahmslos verwendet werden.

6.2.2.4 Variation der Salzart und Auswirkungen auf die Dosisleistung

Basis für diese Untersuchung ist die Überlegung, dass die Variation der Salzart schon bei großen Streckenquerschnitten erkennbar sein sollte, da das Streu- bzw. Moderator-material auf den ersten Blick (vgl. Tabelle 6.1) grundlegend in der Zusammensetzung geändert wird. Daher wird wie im vorherigen Abschnitt am Beispiel der Transportstrecke mit vertikaler Positionierung des Versuchsbehälters das vorliegende Na₃ß gegen das polyhalitische Übergangssalz getauscht und mit den Messwerten erneut verglichen. Tabelle G.4 im Anhang zeigt, dass mit größerer Entfernung der Messpunkte zum Behälter der Unterschied in Δ im Bezug auf die Neutronendosisleistung auf lediglich bis zu (-12) % steigt. Dies deutet darauf hin, dass die Salzart einen geringen Einfluss auf die Streueigenschaften der Neutronen hat. Bei genauerer Analyse der Zusammensetzung in Tabelle 6.1 erklärt sich auch, warum dieser im Hinblick auf die Neutronik nicht signifikant sein kann, da bei vergleichbarer Dichte der Moderator vom Chlor im Na₃ß zum Wasser im polyhalitischen Übergangssalz verschoben wurde. Bei Betrachtung der Abweichungen in der Gammadosisleistung zeigt sich keine klare Abweichungstendenz mit dem Abstand. Die berechneten Dosisleistungen mit dem polyhalitischen Übergangssalz fallen grundsätzlich höher aus und unterschätzen den Messwert um bis zu 16 % weniger. Insgesamt zeigt sich, dass der ermittelte Unterschied in den berechneten Dosisleistungen im Vergleich zum jeweiligen σ_Δ keinerlei Auswirkung auf die Vereinbarkeit von Mess- und Rechenwert hat. Aufgrund des Abstandsverhaltens der Neutronen wird allerdings bei der Nachrechnung der Einzelfälle die jeweils in Abschnitt 6.1.4.2 aus den Lageplänen ermittelte Salzart angesetzt.

6.2.2.5 Variation des Feuchtegehalts im Salz und Auswirkungen auf die Dosisleistung

Die Veränderung der Dosisleistung, die durch eine Variation des Feuchtegehalts erzielt wird, sollte erwartungsgemäß sehr klein ausfallen. Deshalb wird zur Analyse der Messplatz mit dem kleinsten Tunnelquerschnitt -das BGR-Versuchsfeld- gewählt. Hier sind auch die Messpunkte so angeordnet, dass sie sich in unmittelbarer Nähe zum Salz befinden. Im polyhalitischen Übergangssalz, das sich in diesem Streckenabschnitt befindet, sind nominal 0,6 Gew.-% Wasser enthalten. Hier werden eine Absenkung des Wasseranteils auf 0,3 Gew.-% und eine Erhöhung auf jeweils 0,9 Gew.-% und 1,2 Gew.-% untersucht. Wie in Tabelle G.5 im Anhang zu erkennen ist, variieren die Abweichungen

vom Messwert maximal um 4 % des Ausgangswertes für Neutronen und bis zu 5 % für Photonen. Diese Variation liegt mit ca. $4 \mu\text{Sv/h}$ bei Neutronen und mit $0,2 \mu\text{Sv/h}$ bei der Gammadosisleistung (jeweils nach ICRP 21) im nicht messbaren Bereich und ist wesentlich geringer als die zugehörige Unsicherheit. Die getroffene Feuchtigkeitsannahme ist folglich robust und kann bei der Berechnung verwendet werden.

6.2.2.6 Unterschiedliche Koeffizienten im Watt-Spaltspektrum

Nach dem Handbuch der Kritikalität [41] sollen die Koeffizienten für das Spaltspektrum aus dem MCNPTM-Handbuch den Anteil an Neutronen über 2,5 MeV um bis zu 20 % überschätzen. Hier werden die in Abschnitt 5.2.2 vorgestellten und von F. H. Fröhner empfohlenen Koeffizienten mit den bei der Nachrechnung verwendeten zur Absicherung verglichen. Als Beispiel wird die Konfiguration des horizontal positionierten Behälter auf dem Freigelände der PTB gewählt. Es zeigt sich, dass die Gammadosisleistung im Vergleich zum Messwert um maximal 3 % und die Neutronendosisleistung maximal 5 % größer als mit den Koeffizienten nach Fröhner ist (vgl. Tabelle G.6 im Anhang). Der Effekt ist folglich vorhanden, aber nicht so bedeutend wie in [41] beschrieben und führt schlussendlich keinesfalls zu einer besseren Übereinstimmung zwischen Mess- und Rechenwert.

6.2.2.7 Variation des Tunnelquerschnitts

Im Modell wird der Tunnelquerschnitt approximiert abgebildet. Hierzu wird ein Vergleichsmodell mit geraden Tunnelwänden am Beispiel der AHE-Versuchsstrecke erstellt. Der Unterschied zeigt sich in nominal bis zu $(7 \pm 2) \%$ höheren Werten für Neutronen und $(5 \pm 2) \%$ für Photonen im Vergleich der rechnerischen Neutronendosisleistungen am Aufpunkt AP23 (vgl. Abbildung 6.6). Dies ist nicht erstaunlich, da sein Abstand von der seitlichen Wand durch die Begradigung um ca. 40 cm, d. h. 10 % der Breite der Sohle, verringert wird. Der Rückstreueffekt wird folglich erhöht. Die Abweichungen in den anderen Aufpunkten sind statistisch nicht signifikant. Alle Abweichungen zum Messwert liegen in beiden untersuchten Tunnelformen bei allen Aufpunkten im Unsicherheitsband der Messung. Die Wandform zeigt sich nur im seitlichen wandnahen Detektor (AP23) als sensitive Größe.

6.2.3 Modellabsicherungen im MAVRIC-Modell

In diesem Abschnitt werden die zuvor geprüften Variationen der Randbedingungen nicht wiederholt, da davon ausgegangen wird, dass die abgebildeten Systeme in beiden Berechnungsprogrammen als physikalisch äquivalent betrachtet werden können. Nur die in MAVRIC spezifischen Einstellungen bezüglich Quellmodellierung und Wirkungsquerschnittsbehandlung werden auf ihre Robustheit hin geprüft.

6.2.3.1 Modellierung des Quellspektrums

Das Watt-Spaltspektrum kann in MAVRIC als sogenannte Build-in-Funktion definiert werden, d. h. das Programm konvertiert intern unter Vorgabe der Formparameter a und b (vgl. Abschnitt 6.1.3) die kontinuierliche Funktion in eine gruppenweise definierte Histogrammfunktion entsprechend der im SCALE-Paket vordefinierten 200 Neutronengruppenstruktur [15]. Dieser Vorgang wurde ebenfalls händisch durchgeführt und ist als Vergleich zum kontinuierlichen Fall zur Illustration in Abbildung G.9 im Anhang dargestellt. Es ist zu sehen, dass die Gruppenapproximation den kontinuierlichen Fall nahezu exakt abbildet. Die gruppenweise errechnete Startwahrscheinlichkeit für das Quellspektrum wurde am Beispiel des Freigeländes der PTB in beiden Behälterorientierungen als Eingabeparameter genutzt und mit dem Build-In-Fall verglichen. Es zeigt sich im Rahmen der statistischen Unsicherheit der Berechnung eine exakte Übereinstimmung in allen Aufpunkten sowohl für die Neutronen als auch für die Photonen.

6.2.3.2 Einfluss der Wirkungsquerschnittsbibliothek

In MAVRIC können Wirkungsquerschnitte entsprechend ENDF/B-VI oder ENDF/B-VII verwendet werden. In MCNPTM werden alle Berechnungen mit ENDF/B-VI-Querschnitten ausgeführt. Zur Vergleichbarkeit wird im Beispiel des PTB Freigeländes und der AHE-Versuchsstrecke derselbe Berechnungsfall mit beiden Bibliotheken berechnet. Bei Nutzung der ENDF/B-VI Bibliotheken ergeben sich rechnerisch bis zu (-8 ± 4) % geringere Neutronenflussdichten als bei Verwendung der ENDF/B-VII Bibliothek über Tage. In der Versuchsstrecke ist keine Abweichung erkennbar. Die Photonenflussdichten sind im Rahmen der statistischen Genauigkeit vereinbar. In den weiteren Berechnungen werden die ENDF/B-VII-Querschnitte verwendet, da sie aktueller sind.

6.2.3.3 Einfluss der Resonanz-Selbstabschirmung

Die Bereitstellung der Wirkungsquerschnitte ist in MAVRIC nicht geometriespezifisch, sondern auf infinit ausgedehnte Medien bezogen. Durch geometriespezifische Aufbereitung wird in MAVRIC die Resonanz-Selbstabsorption geändert. Der Einfluss dieser Behandlung wird über Tage am Beispiel des horizontal positionierten Behälters im Freigelände der PTB und unter Tage bei gleicher Positionierung in der AHE-Versuchsstrecke untersucht. Da beide Konfigurationen dasselbe Verhalten zeigen, wird hier lediglich am Beispiel der Messungen über Tage der Einfluss der Selbstabschirmung aufgezeigt (Tabelle G.7 im Anhang). Es ist keine signifikante Änderung der Dosisleistung im Rahmen der statistischen Unsicherheit an den betrachteten Aufpunkten sowohl für Photonen als auch für Neutronen zu erkennen. Deshalb muss diese geometriespezifische Aufbereitung bei der Nachrechnung nicht erfolgen.

6.2.4 Dosisleistungen und Abweichungen zum Messwert

Bei der weiteren Auswertung stehen die Detektoren in 1 m Entfernung vom Behälter bei horizontaler Positionierung im Fokus, da in vielen Nachweisrechnungen diese als auslegungsrelevant betrachtet werden. Bei vertikaler Positionierung des Behälters wird von allen Messpositionen Kredit genommen. Als Beispiel für eine Auswertung je Versuchsort wird hier Tabelle 6.3 angeführt.

Neutronen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von BK			
Messanordnung	Detektorposition	ID	ICRP/ICRU	Bonner Kugel Spektrometer (BK)		MCNP		MAVRIC		MCNP		MAVRIC	
				M	r_M	DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	Δ	σ_A	Δ	σ_A
Horizontal	1 m Mantel, oben	FP28	21	26,11	15%	22,98	2%	19,36	3%	-12%	13%	-26%	11%
			60	45,87	15%	40,54	2%	-- ¹⁾	-- ¹⁾	-12%	13%	-- ¹⁾	-- ¹⁾
	1 m Boden	FP2	21	47,87	15%	53,85	1%	46,37	5%	12%	17%	-3%	15%
			60	86,37	15%	96,62	1%	-- ¹⁾	-- ¹⁾	12%	17%	-- ¹⁾	-- ¹⁾
	1 m Deckel	FP12	21	26,51	15%	23,31	1%	19,03	3%	-12%	13%	-28%	11%
			60	48,72	15%	42,12	1%	-- ¹⁾	-- ¹⁾	-14%	13%	-- ¹⁾	-- ¹⁾
	1 m Mantel, Seite	FP23	21	24,02	15%	24,80	2%	22,06	2%	3%	16%	-8%	14%
			60	42,13	15%	43,65	1%	-- ¹⁾	-- ¹⁾	4%	16%	-- ¹⁾	-- ¹⁾
								Minimum	-14%	13%	-28%	11%	
								Maximum	12%	17%	-3%	15%	
								Mittelwert	-2%	17%	-16%	15%	
Vertikal	1 m Deckel	FP41	21	24,74	15%	21,77	1%	16,17	3%	-12%	13%	-35%	10%
			60	45,47	15%	39,40	1%	-- ¹⁾	-- ¹⁾	-13%	13%	-- ¹⁾	-- ¹⁾
	1 m Mantel	FP42	21	27,37	15%	27,56	1%	22,12	2%	1%	15%	-19%	12%
			60	47,98	15%	48,26	1%	-- ¹⁾	-- ¹⁾	1%	15%	-- ¹⁾	-- ¹⁾
	2 m Mantel	FP43	21	11,38	15%	10,72	2%	8,70	4%	-6%	14%	-24%	12%
			60	20,31	15%	18,82	2%	-- ¹⁾	-- ¹⁾	-7%	14%	-- ¹⁾	-- ¹⁾
	3 m Mantel	FP44	21	5,59	15%	5,77	3%	4,19	6%	3%	16%	-25%	12%
			60	9,76	15%	10,12	3%	-- ¹⁾	-- ¹⁾	4%	16%	-- ¹⁾	-- ¹⁾
Nicht berechnet								Minimum	-13%	13%	-35%	10%	
								Maximum	4%	16%	-19%	12%	
								Mittelwert	-4%	16%	-26%	12%	

¹⁾ Nicht berechnet

Tabelle 6.3: Gemessene und berechnete Neutronendosisleistungen im Vergleich für den horizontal und vertikal positionierten Behälter auf dem Freigelände der PTB

Im linken Teil der Tabelle ist jeweils die gemessene Dosisleistung (M) für die spezifische Messanordnung und den zugehörigen Messpunkt mit dem Bonner-Kugel-Spektrometer (BK) zu finden und nebenstehend die mit MCNPTM und MAVRIC berechnete Dosisleistung (DL). Im rechten Teil der Tabelle ist die Abweichung Δ zum Messwert als Bewertungsgrundlage inklusive fortgepflanzter absoluter Unsicherheit nach

$$\Delta = \frac{DL}{M} - 1, \quad (6.1)$$

$$\sigma_\Delta = \frac{DL}{M} \cdot \sqrt{(r_{DL})^2 + (r_M)^2}, \quad (6.2)$$

aufgetragen. Die relativen Unsicherheiten r_M und r_{DL} von M und DL stammen aus der Detektorspezifikation für den Messwert bzw. aus der statistischen Unsicherheit der Quelle und der Monte-Carlo-Rechnung für den jeweiligen Rechenwert.

Abschließend wird je Konfiguration die minimale, maximale und die mittlere Abweichung je Berechnungsprogramm ermittelt. Die absolute Unsicherheit der Minima und Maxima entsprechen jeweils den zugehörigen Unsicherheiten, während die Unsicherheit des Mittelwertes durch die für die Konfiguration maximal ermittelte Unsicherheit dargestellt wird. Diese Vorgehensweise wird gewählt, um eine abdeckende Unsicherheit für den Mittelwert zu erhalten. Für die Auswertung der Messungen der Sekundärgammadodosisleistungen wird analog verfahren.

Alle Einzelauswertungen sind in Anhang G.7 zu finden, da zur Gesamtbewertung der Qualität der Dosisleistungsvorhersage lediglich die Minima, Maxima und Mittelwerte je Konfiguration von Relevanz sind, die in den Abbildungen 6.12 bis 6.14 bzw. in Tabelle G.15 zusammengetragen sind. In allen Abbildungen ist zu erkennen, dass die im Neutronen-Streaming-Benchmark in Kapitel 5 beobachtete Differenz in der Vorhersage der Neutronendosisleistung zwischen MAVRIC und MCNPTM in der Größenordnung von 10 % bis 15 % auch hier auftritt. Mit MAVRIC werden grundsätzlich niedrigere Dosisleistungen berechnet als mit MCNPTM. Insgesamt ist jedoch zu sehen, dass beide Berechnungsprogramme schon im Rahmen der einfachen Standardabweichung kompatibel sind, d. h. nahezu dieselbe Abweichung vom Messwert haben.

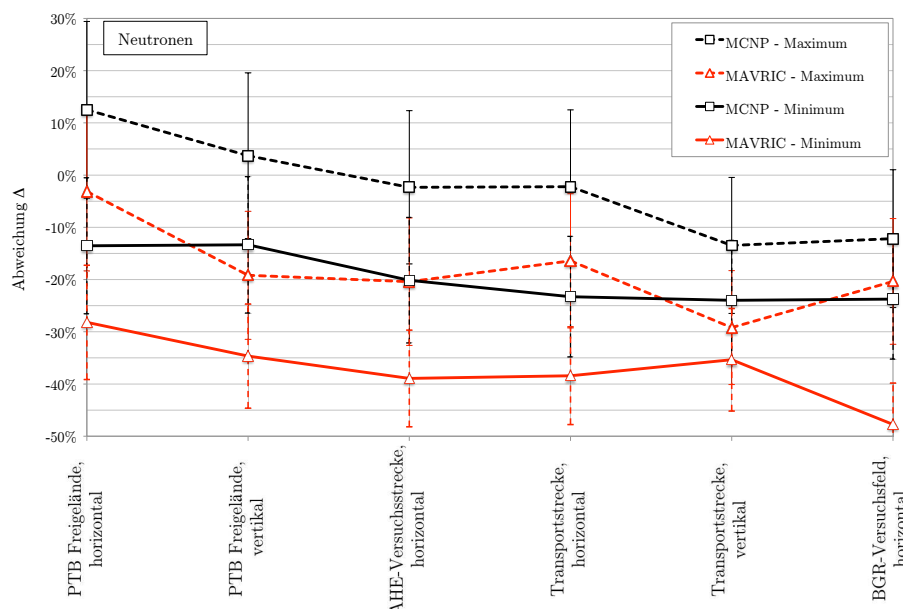


Abbildung 6.12: Grafische Zusammenfassung der Minima und Maxima für den Messwert-Rechenwert-Vergleich für Neutronen

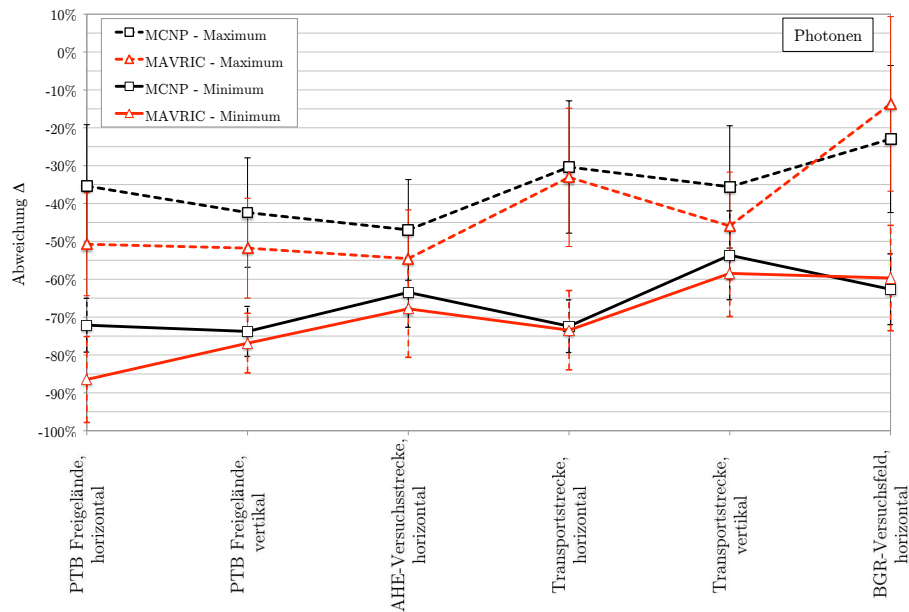


Abbildung 6.13: Grafische Zusammenfassung der Minima und Maxima für den Messwert-Rechenwert-Vergleich für Photonen

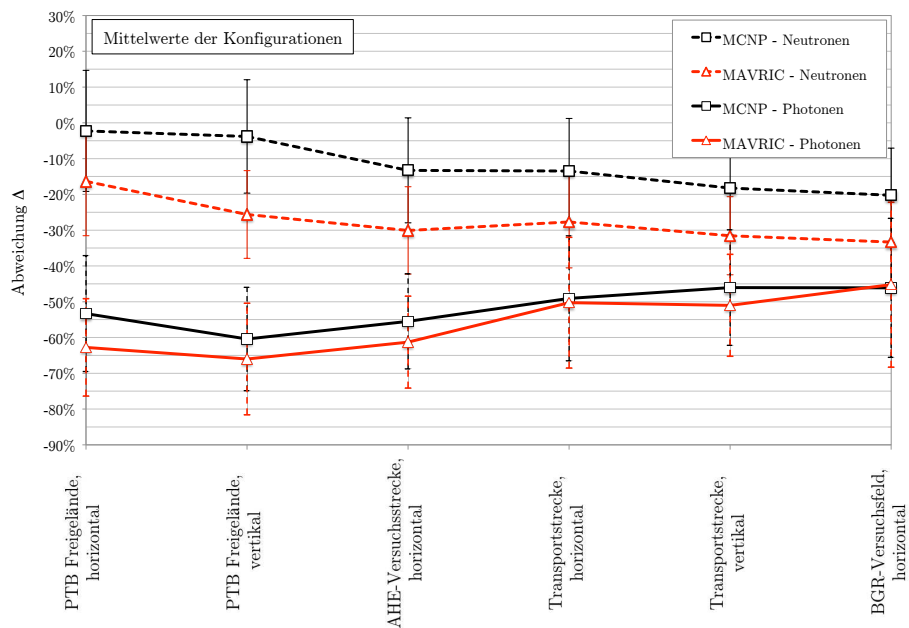


Abbildung 6.14: Grafische Zusammenfassung der Mittelwerte für den Messwert-Rechenwert-Vergleich für Neutronen und Photonen

Zusätzlich zu den Messungen führten das BfS und die PTB in der Transportstrecke (vgl. Abschnitt 6.1.4.2) zur Verifikation drei Messungen mit einem BK-System, bestehend aus fünf Kugeln, durch. Die hier bestimmten Neutronenflussdichten Φ können somit als Primärgrößen in den Benchmark einfließen. In Tabelle 6.4, die analog zu den oben beschriebenen Auswertungstabellen aufgebaut ist, sind die Ergebnisse zusammengefasst.

Man erkennt, dass MCNPTM und MAVRIC die gemessene Flussdichte im Nahbereich mit derselben Präzision wiedergeben. Mit steigendem Abstand zum Behälter, d. h. mit größer werdendem Streustrahlungsbeitrag, unterschätzt MAVRIC den gemessenen Wert deutlich mehr als MCNPTM. Beide Programme sagen im Rahmen der zweifachen bzw. dreifachen Standardunsicherheit den Messwert präzise vorher, sofern man sich die für Neutronen übliche Messgenauigkeit von $\pm 15\%$ (rel.) vor Augen führt.

Bezüglich der berechneten Gammadosisleistungen ist zu sehen, dass die Berechnungsprogramme deutlich weniger voneinander abweichen, aber dennoch MAVRIC, analog zu den Neutronen, eine niedrigere Photonendosisleistung berechnet als MCNPTM. Dies ist nicht erstaunlich, da es sich im Experiment ausschließlich um sekundär erzeugte Photonen handelt. Global unterschätzen beide Programme den Messwert deutlich. Die Erklärung für diesen Sachverhalt ist in der Messmethodik zu suchen. Der verwendete Detektor -wie alle im AHE-Experiment verwendeten Detektoren- misst nicht nur die einfallenden Photonen, sondern auch durch Neutronen erzeugte Photonen im Detektionsvolumen. Aus strahlenschutztechnischer Sicht können die gemessenen Werte zur Personendosimetrie verwendet werden, da sie konservativ sind. Im Benchmark können sie aber keine Anwendung finden, da keine Unterscheidung des Ursprungs möglich ist.

Neutronenflussdichte, $1/(\text{cm}^2 \text{ s})$						Mittelwert (M)		Rechenwert (R)			
Messanordnung	Detektorposition	ID	BfS, Φ	PTB, Φ	r_Φ	BfS & PTB		MCNP		MAVRIC	
						Φ	r_Φ	Φ	r_Φ	Φ	r_Φ
Vertikal	1 m Mantel	BP42	146	144,8	15%	145,4	11%	122,5	1%	127,6	2%
	2 m Mantel	BP43	80,2	83,3	15%	81,8	11%	70,6	1%	70,0	3%
	3 m Mantel	BP44	58,7	56,5	15%	57,6	11%	49,2	1%	45,8	4%
Abweichung: $\Delta = R/M - 1$								Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
Vertikal	1 m Mantel	BP42						-16%	9%	-12%	9%
	2 m Mantel	BP43						-14%	9%	-14%	9%
	3 m Mantel	BP44						-15%	9%	-21%	9%

Tabelle 6.4: Durch BfS und PTB gemessene und berechnete Neutronenflussdichten im Vergleich für den vertikal positionierten Behälter in der Transportstrecke

Zur abschließenden Bewertung kann auf Basis der Mittelwerte in Abbildung 6.14 argumentiert werden, da sie Minima und Maxima (vgl. Abbildung 6.12 und Abbildung 6.13) bereits im Rahmen ihrer einfachen Unsicherheit einschließen. Die Abweichung der

Rechen- von den Messwerten für die Neutronenmessungen über Tage, die repräsentativ für Messungen bei der Behälterbeladung sind, liegt für MCNPTM innerhalb der einfachen Unsicherheit, die in jedem Experiment durch das Messverfahren dominiert wird. Unter Einbeziehung der am Salz gestreuten Neutronen tendiert MCNPTM zur leichten Unterschätzung in den Nominalwerten, bleibt aber innerhalb der zweifachen Standardabweichung kompatibel mit den Messwerten. Dieser Genauigkeitsgrad wird mit MAVRIC nicht erreicht, da hier erst eine Kompatibilität im Rahmen der dreifachen Standardabweichung hergestellt wird. Zieht man die Primärgröße der Neutronenflussdichten heran, ist dasselbe Verhalten zu beobachten, d. h. die identifizierte Abweichung ist nicht auf eine ggf. falsch durchgeführte Dosiskonversion in den Mess- oder den Rechenwerten zurückzuführen.

Insgesamt konnte auf Basis des AHE-Versuches ein Berechnungsbenchmark erstellt werden, der in einem für Neutronen genauen Messwert-Rechenwert-Vergleich verwendet werden kann. Die Gesamtgenauigkeit resultiert vor allem aus der Genauigkeit des Quellterms und der Messung der Neutronendosisleistung mit einer Unsicherheit von nur $\pm 15\%$ (rel.). Festzuhalten ist, dass MCNPTM die Messwerte mit einer Abweichung in der Neutronendosisleistung von insgesamt $(-12 \pm 17)\%$ in diesem Fall besser widerspiegelt. Vor dem Hintergrund der Messgenauigkeit können beide Berechnungsprogramme die Dosisleistung von Neutronen am TLB zuverlässig im Rahmen der Unsicherheit vorhersagen. Die identifizierten Abweichungen stimmen mit denen des Streaming-Benchmarks von der Größenordnung her überein. Als Resultat dieses Benchmarks sollten ausschließlich die Aussagen über die Neutronendosisleistung weiterverwendet werden, da die Photonendosisleistung messtechnisch nicht ohne Beiträge durch Neutronen bestimmbar ist und so der vom Rechenprogramm ausgegebene reine Photonenbeitrag nicht vergleichbar ist. Vor dem Hintergrund, dass die Vorhersage von Gammadosisleistungen an einem TLB bereits in Kapitel 4 behandelt und bewertet wurde, besteht hierzu auch keine Notwendigkeit.

Kapitel 7

Bewertung typischer Modellvereinfachungen bei Abschirmanalysen

In diesem Kapitel wird zunächst das MCNPTM-Referenzmodell vorgestellt, das dem Messwert-Rechenwert-Vergleich in Kapitel 1 und dem Auslegungsteil der Rechenkette in Kapitel 2 zu Grunde liegt. Ziel dieses Kapitels ist es die diversen Modellvereinfachungen zu diskutieren und ihre Auswirkungen auf die Dosisleistungsvorhersage der Abnahmemessungen zu quantifizieren. In Abschnitt 7.2 wird die bei den Gamma-dosisleistungsberechnungen verwendete Energiegruppenstruktur betrachtet. Anschließend wird in Abschnitt 7.3 die homogenisierte Abbildung des BE im Transport- und Lagerbehälter untersucht. In Abschnitt 7.4 wird der Einfluss der Charakteristik der Messgeräte auf die gemessene Dosisleistung quantifiziert. Die Konsequenz der Fertigungstoleranzen in der Behälterdicke und in der des Moderatormaterials werden in Abschnitt 7.5 erläutert. Abschließend wird auf das bei den Abschirmberechnungen am TLB verwendete axiale Quellstärkenprofil eingegangen und dies gegen reale BE-Profile bewertet.

7.1 Referenzmodell zur Bewertung der Abschirmung am TLB

Die Transportrechnungen in diesem Kapitel werden auf Basis eines Geometriemodells für einen Transport- und Lagerbehälter für 19 Brennelemente aus Druckwasserreaktoren im Lager in MCNPTM durchgeführt. Der Behälter besteht weitestgehend aus Guss und enthält PE-Moderatorstangen zur Neutronenabschirmung. Bei der Erstellung des Geometriemodells des TLBs in MCNPTM werden die Toleranzpaarungen den technischen Zeichnungen entnommen und konservativ so gewählt, dass die kleinste mögliche

Abschirmdicke resultiert. Alle weiteren Einbauten wie Wärmeleitbleche etc. werden entsprechend vorhandener Datenblätter und Materialanalysen einbezogen, aber an dieser Stelle nicht erwähnt, da sie keinen nennenswerten abschirmtechnischen Einfluss haben. Der modellierte Querschnitt und die axialen Messpunkte für die Behälterabnahme (vgl. Kapitel 2) finden sich in Abbildung 7.1. Der Mittelwert der Dosisleistungen an diesen Aufpunkten stellt den Oberflächen(OFL)-Mittelwert dar. Der Behälter wird auf einer Betonplatte stehend gelagert und ist allseitig von Luft umgeben.

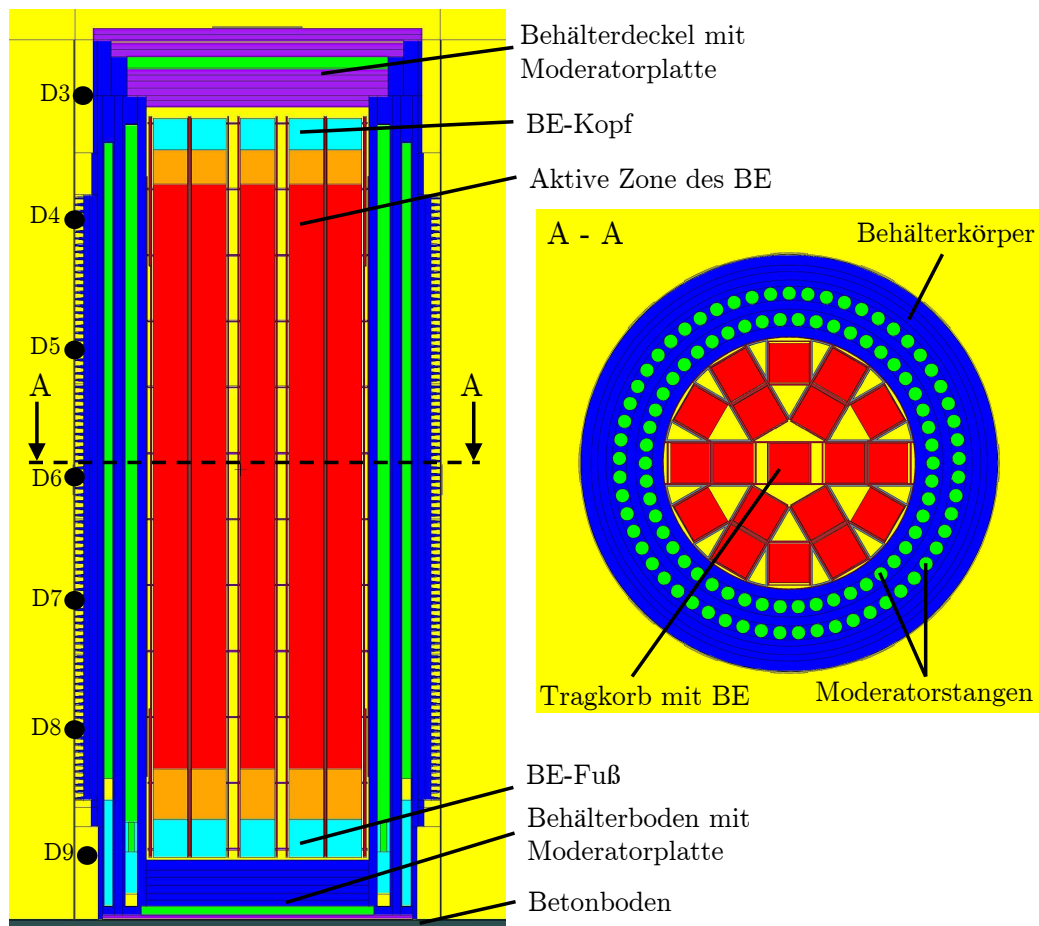


Abbildung 7.1: Querschnitt mit BE-Positionen (rechts) und Längsschnitt (links) des MCNP™-Referenzmodells des TLBs für DWR-BEs inklusive den axialen Aufpunkten für die Abnahmemessung (D3 bis D9)

In allen Berechnungen wird der TLB symmetrisch beladen, d. h. auf allen 19 Positionen befinden sich identische BE. In der Modellierung wird abweichend zu Abschnitt 2.2 zwischen den zwei BE-Typen (MOX und Uran) sowohl in der Gamma- als auch in der Neutronentransportrechnung differenziert. Begründet wird dieser Schritt dadurch, dass zwar axial bei beiden Brennstofftypen nahezu dasselbe Quellstärkenprofil vorliegt, aber nicht auszuschließen ist, dass die in diesem Kapitel diskutierten Unsicherheiten abhängig von der Art des Brennstoffs sind. Die einzelnen Dosisleistungsbeiträge entsprechen bei den Analysen denen, die in Abschnitt 2.2 vorgestellt wurden.

Das BE im Tragkorb wird in fünf Zonen homogenisiert abgebildet (vgl. Abbildung 7.1). Kopf- und Fußstücke bestehen im Abschirmmodell aus Eisen und werden mit ihrer typischen Masse berücksichtigt. Die beiden Zonen zwischen der aktiven Zone des BE und den Endstücken wird abschirmäquivalent zu den in diesem Bereich vorliegenden Strukturteilen als Zircaloy dargestellt. Die aktive Zone (AZ) enthält ein Brennstoff-Zircaloy-Gemisch, das sich nach einer Abklingzeit von 5 Jahren bei einem Abbrand von $40 \text{ GWd}/t_{\text{SM}}$ in Abhängigkeit des Brennstofftyps (UOX oder MOX) einstellt. Die homogenisierte Dichte des Materials in der aktiven Zone ergibt sich hierbei aus der Masse des Schwermetalls und der der Strukturkomponenten (z. B. Abstandshalter) in der AZ. Die zugehörige axiale Verteilung der Quellen findet sich in Anhang A.1.

7.2 Unsicherheiten aus der Gruppenstruktur des Quellterms

In diesem Kapitel wird der Einfluss der Gamma-Energiegruppeneinteilung auf die berechnete Dosisleistung auf der Oberfläche des Transport- und Lagerbehälters bewertet. Die dafür erforderlichen Gammaquellstärken werden durch Abbrandrechnungen mit dem Programm SAS2 bestimmt und danach mit dem Programm ORIGEN in der gewünschten Energiegruppenstruktur ausgegeben. ORIGEN sortiert die Gammalinien der in SAS2 bestimmten Nuklide in die angegebene Gruppenstruktur ein und bezieht diese gewichtet auf die jeweilige mittlere Gruppenenergie. Ziel der Analyse ist die Quantifizierung des Einflusses der Energiegruppenbreite, da aufgrund der Quellstärkenbestimmung in ORIGEN implizit ein Bezug auf die mittlere Gruppenenergie erfolgt. Die Energieabhängigkeit des Dosisfaktors für Gammastrahlung könnte somit zur Unsicherheit der berechneten Dosisleistung beitragen. Ausgehend von der bereits in Kapitel 2 erwähnten Einteilung der Gammaquellstärken in Gruppen im Energiebereich von $0,45 \text{ MeV} - 4 \text{ MeV}$ werden durch jeweils Halbierung bzw. Viertelung der Energiegruppenbreite die Gammaquellstärken in 14 und 28 Gruppen eingeteilt. Untersucht wird hier die Änderung der Dosisleistung aufgrund der feineren Energiegruppeneinteilung für die Brennstofftypen ERU, MOX und Uran.

Bei den Untersuchungen werden zur Berechnung der Quellstärken 18x18 DWR-BE für die oben genannten Brennstofftypen verwendet. Die MOX-Brennstoffe variieren in den Anreicherungen $e = \{4\%, 4,75\%\}$ und den Güten $G = \{62, 71, 83\}$. Bei den Uran- und den ERU-Brennstoffen werden die Abbrände $B = \{35, 40, 45, 50, 55, 60, 65\} \text{ GWd}/t_{\text{SM}}$ und die Anreicherungen $e = \{3,8\%, 3,85\%, 3,9\%, 3,95\%, 4\%\}$ variiert. Die jeweiligen Quellstärken werden für 5 Jahre nach Entnahme des BE aus dem Reaktor ermittelt. Das Modell für die Transportrechnung entspricht dem in Abschnitt 7.1 beschriebenen.

Zur Bewertung wird je Energiegruppe eine Transportrechnung durchgeführt und anschließend das Ergebnis mit der zugehörigen Gruppenquellstärke skaliert. Daraus resultiert ein Dosisleistungsbeitrag je Energiegruppe und Aufpunkt. Zum Vergleich mit der Basis-Gruppenstruktur werden die Beiträge der zugehörigen Feingruppen derart überlagert, dass sie der ursprünglichen Einteilung entsprechen. Damit resultiert in einer Untersuchung jeweils ein Dosisleistungsbeitrag (DL) je Aufpunkt und Energiegruppe, der über die Größe $\Delta = \left(\frac{\sum \text{DL(Feingruppe)}}{\text{DL(Basis-Gruppenstruktur)}} - 1 \right)$ verglichen werden kann. Die Fortpflanzung der Unsicherheit aus der Monte-Carlo-Rechnung der einzelnen Beiträge auf die absolute Unsicherheit σ_Δ erfolgt nach Gauß'scher Unsicherheitsfortpflanzung.

Abweichung der DL bei Halbierung der Gruppenbreite der Basis-Gruppenstruktur für Uran/ERU																	
Energiegruppe		Aufpunkt														Mittelwert von D3 bis D9	
Nr.	E, MeV	D3		D4		D5		D6		D7		D8		D9		Δ	σ_Δ
		Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
1	0,45 - 0,7	129%	48%	52%	9%	39%	7%	47%	8%	43%	8%	38%	9%	22%	69%	44%	4%
2	0,7 - 1,0	-50%	13%	-52%	2%	-50%	2%	-54%	2%	-54%	2%	-55%	2%	-49%	12%	-53%	1%
3	1,0 - 1,5	15%	10%	4%	2%	1%	2%	4%	2%	2%	2%	4%	2%	-2%	9%	3%	1%
4	1,5 - 2,0	-41%	3%	-30%	1%	-30%	1%	-30%	1%	-29%	1%	-31%	1%	-28%	4%	-30%	0,3%
5	2,0 - 2,5	-21%	3%	-18%	1%	-18%	1%	-18%	1%	-17%	1%	-18%	1%	-18%	3%	-18%	0,3%
6	2,5 - 3,0	-7%	3%	-8%	1%	-8%	1%	-8%	1%	-8%	1%	-8%	1%	-7%	3%	-8%	0,3%
7	3,0 - 4,0	-16%	3%	-14%	1%	-16%	1%	-14%	1%	-15%	1%	-14%	1%	-18%	2%	-15%	0,3%
Total		-13%	5%	-13%	1%	-14%	1%	-14%	1%	-14%	1%	-14%	1%	-15%	5%	-14%	0,4%

Abweichung der DL bei Halbierung der Gruppenbreite der Basis-Gruppenstruktur für MOX																	
Energiegruppe		Aufpunkt														Mittelwert von D3 bis D9	
Nr.	E, MeV	D3		D4		D5		D6		D7		D8		D9		Δ	σ_Δ
		Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
1	0,45 - 0,7	39%	29%	48%	9%	66%	9%	83%	10%	48%	9%	58%	9%	93%	91%	61%	4%
2	0,7 - 1,0	-8%	21%	-43%	2%	-39%	2%	-44%	2%	-46%	2%	-46%	2%	-44%	21%	-44%	1%
3	1,0 - 1,5	15%	11%	16%	2%	12%	2%	9%	2%	15%	2%	16%	2%	-3%	10%	14%	1%
4	1,5 - 2,0	-19%	4%	-24%	1%	-21%	1%	-24%	1%	-22%	1%	-20%	1%	-33%	3%	-22%	0,4%
5	2,0 - 2,5	-11%	3%	-13%	1%	-11%	1%	-14%	1%	-12%	1%	-12%	1%	-21%	3%	-12%	0,3%
6	2,5 - 3,0	-5%	3%	-5%	1%	-5%	1%	-4%	1%	-4%	1%	-5%	1%	2%	3%	-5%	0,3%
7	3,0 - 4,0	-16%	3%	-14%	1%	-13%	1%	-13%	1%	-12%	1%	-12%	1%	-17%	3%	-13%	0,3%
Total		-1%	5%	-4%	1%	-4%	1%	-7%	1%	-4%	1%	-3%	1%	-15%	5%	-5%	0,4%

Tabelle 7.1: Abweichung zur Basis-Gruppeneinteilung in der Dosisleistung bei Verdopplung der Gruppenanzahl für Uran/ERU- (oben) und MOX-BE (unten)

Tabelle 7.1 fasst die Ergebnisse geordnet nach Energiegruppe und Aufpunkt bei einer Halbierung der Gruppenbreite der Basis-Energiegruppenstruktur zusammen. Zwischen den untersuchten Anreicherungen, Abbränden und Güten muss bei der Analyse nicht unterschieden werden, da die ermittelten Abweichungen unabhängig von diesen Parametern sind. Der Grund hierfür ist die gleiche relative Verteilung der Gammaquellstärke auf die einzelnen Energiegruppen je Anreicherung, Abbrand und Güte, die ebenfalls dazu führt, dass Uran- und ERU-BE zusammengefasst betrachtet werden können. In den grau hinterlegten Randzonen der Tabelle ist die Abweichung im Mittelwert (D3 bis D9) einerseits je Energiegruppe (rechts) und andererseits je Aufpunkt (unten) aufgetragen. Im rechten unteren Feld findet sich die Abweichung des Mittelwertes über alle Aufpunkte und Energiegruppen.

Typische Aufteilungen auf die γ -Energiegruppen bezogen auf den Mittelwert (D3-D9)		Gruppe und zugehörige Energie in MeV						
		1	2	3	4	5	6	7
		0,45 - 0,7	0,7 - 1,0	1,0 - 1,5	1,5 - 2,0	2,0 - 2,5	2,5 - 3,0	3,0 - 4,0
Quellstärke	Uran/ERU	77%	20%	3%	0,1%	0,1%	0,002%	0,0002%
	MOX	76%	19%	4%	0,2%	0,1%	0,004%	0,0003%
Dosisleistung	Uran/ERU	2%	13%	42%	11%	30%	2%	0,3%
	MOX	2%	11%	44%	15%	25%	2%	0,5%

Tabelle 7.2: Typische Aufteilung der Quellstärke und der Dosisleistung für Uran/ERU- sowie MOX-BE auf die 7 Gamma-Energiegruppen

Tabelle 7.2 fasst die ermittelte Aufteilung der Quellstärke auf die verschiedenen Gamma-Energiegruppen zusammen. Zusätzlich ist der Beitrag der Energiegruppe an der resultierenden Gammadosisleistung bei Unterteilung entsprechend der Basis-Gruppenstruktur aufgeführt. Auf Grundlage dessen ist erklärbar, warum sich die in Tabelle 7.1 auffallenden hohen Abweichungen im niederenergetischen Bereich von 0,45 MeV bis 0,7 MeV nicht auf die Gesamtabweichung des Mittelwertes von $(-14 \pm 0,4) \%$ für Uran/ERU- und $(-5 \pm 0,4) \%$ für MOX-BE fortpflanzen. Dominant tragen nur die Abweichungen in den Gruppen 2 bis 5 entsprechend des Anteils an der Gesamtdosisleistung bei. Eine differenzierte Untersuchung der Beiträge zur Gesamtdosisleistung je Aufpunkt und Energiegruppe ist in Tabelle H.1 (Anhang H.1) enthalten. Hier zeigt sich im Wesentlichen, dass im Rahmen geringer Abweichungen die Aufteilung unabhängig vom Aufpunkt ist.

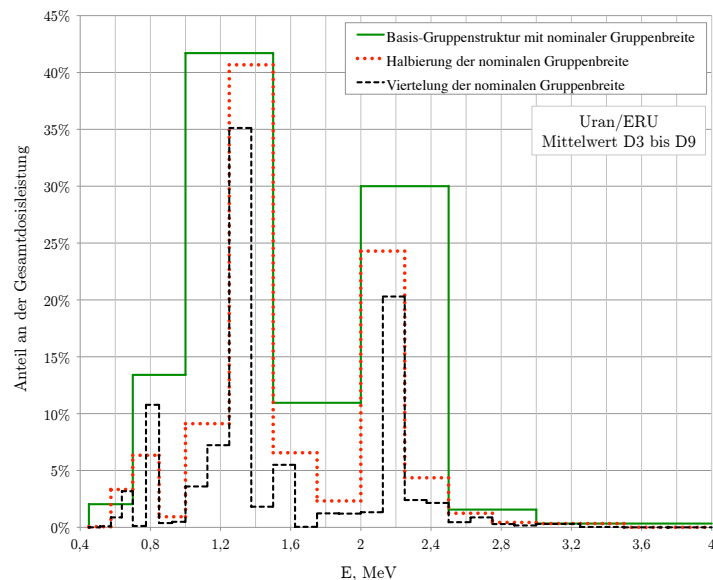


Abbildung 7.2: Beiträge der energiegruppenweise bestimmten Dosisleistungen am TLB zur Gesamt-gammadosisleistung für Uran/ERU-BE

Abbildung 7.2 verdeutlicht die Änderung der Gruppenbeiträge zur Gesamtdosisleistung bei Verfeinerung der Basis-Gruppenbreite (Hinweis: Da Für MOX- und Uran/ERU-BE ein ähnlicher relativer Verlauf resultiert, ist die zugehörige Abbildung für MOX-BE im Anhang (Abbildung H.1) zu finden). Es zeigt sich deutlich, dass sowohl bei MOX- als auch bei Uran/ERU-BE die Gruppenbeiträge hin zu den Energielinien der dominanten Nuklide konvergieren. Der energetische Schwerpunkt verschiebt sich. So ist es nicht verwunderlich, dass sich die Abweichung in der Dosisleistung auch bei Viertelung der ursprünglichen Gruppenbreite ändert (vgl. hierzu Tabelle H.2). Zudem ändert sich bei Überlagerung der Einzelbeiträge der resultierende Beitrag der Gruppe an der Gesamtdosisleistung (Tabelle H.3).

Anteile der Nuklidaktivitäten an der Gruppenquellstärke für Uran/ERU							
Nuklid	Energiegruppe, MeV						
	0,45 - 0,7	0,7 - 1,0	1,0 - 1,5	1,5 - 2,0	2,0 - 2,5	2,5 - 3,0	3,0 - 4,0
⁶⁰ Co	-	-	20%	-	-	-	-
¹⁰⁶ Rh	6%	-	8%	33%	20%	100%	100%
^{110m} Ag	-	-	0,3%	2%	-	-	-
¹³⁴ Cs	38%	100%	38%	-	-	-	-
^{137m} Ba	56%	-	-	-	-	-	-
¹⁴⁴ Pr	-	-	1%	10%	80%	-	-
¹⁵⁴ Eu	-	-	33%	55%	-	-	-
Anteil der E-Gruppe an der Gesamt-QS	77%	20%	3%	0,1%	0,1%	0,002%	0,0002%

Anteile der Nuklidaktivitäten an der Gruppenquellstärke für MOX							
Nuklid	Energiegruppe, MeV						
	0,45 - 0,7	0,7 - 1,0	1,0 - 1,5	1,5 - 2,0	2,0 - 2,5	2,5 - 3,0	3,0 - 4,0
⁶⁰ Co	-	-	11%	-	-	-	-
¹⁰⁶ Rh	9%	-	10%	31%	31%	100%	100%
^{110m} Ag	-	-	1%	2%	-	-	-
¹³⁴ Cs	35%	88%	28%	-	-	-	-
^{137m} Ba	56%	-	-	-	-	-	-
¹⁴⁴ Pr	-	-	-	5%	69%	-	-
¹⁵⁴ Eu	-	11%	50%	62%	-	-	-
Anteil der E-Gruppe an der Gesamt-QS	76%	19%	4%	0,2%	0,1%	0,004%	0,0003%

Tabelle 7.3: Anteil der relevanten Nuklidaktivitäten an der Gesamtquellstärke in Abhängigkeit der Energiegruppe für Uran/ERU- (oben) und MOX-BE (unten)

Da durch Reduzierung der Gruppenbreite keine Konvergenz in der Abweichung herzustellen ist, werden aus den SAS2-Rechnungen die Nuklide bestimmt, deren Energielinien maßgeblich die jeweiligen Gruppen beeinflussen. Es zeigt sich, dass insgesamt 7 Nuklide sowohl für Uran/ERU- als auch für MOX-BE dominant beitragen: Dazu zählen ^{60}Co , ^{106}Rh , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{134}Cs , $^{137\text{m}}\text{Ba}$, ^{144}Pr und ^{154}Eu . Tabelle 7.3 fasst die Anteile der Nuklidaktivitäten in Abhängigkeit von der Gruppenenergie zusammen. Mit Hilfe der Datenbank Janis [37] können nun die den Gruppen und Nukliden zugehörigen Energielinien bestimmt und in die Transportrechnung gruppenweise implementiert werden. Dazu erfolgt die Gewichtung der nuklidabhängigen Energielinien je Gruppe aus einer Kombination aus dem Anteil der Nuklidaktivität an der Gesamtaktivität der Gruppe und der zugehörigen Emissionswahrscheinlichkeit der Energielinien. Zur Berechnung der Gesamtgammadosisleistung ist der resultierende Quellstärkenanteil der einzelnen Energiegruppen bei nuklidweiser Betrachtung in Tabelle 7.3 ebenfalls aufgeführt.

Abweichung in der DL bei Vergleich mit der Linienstruktur für Uran/ERU																	
Energiegruppe		Aufpunkt														Mittelwert von D3 bis D9	
		D3		D4		D5		D6		D7		D8		D9			
Nr.	E, MeV	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}
1	0,45 - 0,7	118%	70%	59%	9%	56%	8%	64%	9%	67%	9%	46%	9%	82%	100%	59%	4%
2	0,7 - 1,0	-37%	16%	-57%	2%	-53%	2%	-56%	2%	-54%	2%	-54%	2%	-59%	13%	-55%	1%
3	1,0 - 1,5	-14%	8%	-20%	2%	-21%	1%	-19%	1%	-19%	1%	-21%	2%	-16%	10%	-20%	1%
4	1,5 - 2,0	-38%	3%	-27%	1%	-26%	1%	-26%	1%	-26%	1%	-28%	1%	-20%	4%	-27%	0,4%
5	2,0 - 2,5	-18%	3%	-15%	1%	-15%	1%	-14%	1%	-14%	1%	-15%	1%	-15%	3%	-15%	0,4%
6	2,5 - 3,0	-12%	3%	-10%	1%	-10%	1%	-9%	1%	-10%	1%	-9%	1%	-12%	3%	-9%	0,3%
7	3,0 - 4,0	-30%	2%	-22%	1%	-23%	1%	-22%	1%	-22%	1%	-21%	1%	-24%	2%	-22%	0,3%
Total		-20%	5%	-23%	1%	-22%	1%	-22%	1%	-21%	1%	-23%	1%	-19%	5%	-22%	0,4%

Abweichung in der DL bei Vergleich mit der Linienstruktur für MOX																	
Energiegruppe		Aufpunkt														Mittelwert von D3 bis D9	
		D3		D4		D5		D6		D7		D8		D9			
Nr.	E, MeV	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}
1	0,45 - 0,7	71%	62%	53%	10%	61%	8%	61%	9%	67%	11%	52%	9%	100%	111%	60%	4%
2	0,7 - 1,0	-28%	17%	-51%	2%	-49%	2%	-48%	2%	-50%	2%	-50%	2%	-21%	26%	-49%	1%
3	1,0 - 1,5	-27%	7%	-27%	2%	-24%	1%	-28%	1%	-26%	1%	-25%	2%	-29%	9%	-26%	1%
4	1,5 - 2,0	-30%	3%	-32%	1%	-32%	1%	-33%	1%	-33%	1%	-32%	1%	-36%	4%	-32%	0,4%
5	2,0 - 2,5	-17%	3%	-13%	1%	-14%	1%	-14%	1%	-14%	1%	-15%	1%	-19%	3%	-14%	0,4%
6	2,5 - 3,0	-10%	3%	-9%	1%	-10%	1%	-8%	1%	-9%	1%	-8%	1%	-9%	3%	-9%	0,3%
7	3,0 - 4,0	-28%	2%	-22%	1%	-22%	1%	-22%	1%	-22%	1%	-22%	1%	-24%	2%	-22%	0,3%
Total		-23%	5%	-25%	1%	-23%	1%	-25%	1%	-25%	1%	-25%	1%	-24%	5%	-25%	0,4%

Tabelle 7.4: Abweichung zur Basisgruppeneinteilung in der Dosisleistung bei gruppenweiser Darstellung der Energielinien der jeweils dominant beitragenden Nuklide für Uran/ERU- (oben) und MOX-BE (unten)

Tabelle 7.4 fasst den Vergleich der ermittelten Dosisleistungen über die Größe Δ inklusive der zugehörigen Unsicherheit zusammen. Es zeigt sich, dass der niederenergetische Teil bei Verwendung der Basis-Gruppenstruktur unterschätzt wird, während alle Energiegruppen oberhalb von 0,7 MeV mit bis zu maximal 55 % für Uran/ERU- und 49 % für MOX-BE überschätzt werden. Die Verwendung der Basis-Gruppenstruktur zur Dosisleistungsvorhersage ist somit insgesamt konservativ. Im Rahmen der Unsicherheit

lässt sich entsprechend der gleichen Verteilung der Quellstärke je Aufpunkt auch keine aufpunktsabhängige Verteilung der Abweichung erkennen. Für den beladungsbestimmenden Mittelwert, der die Aufpunkte D3 bis D9 zusammenfasst, resultiert damit eine Abweichung bei Verwendung der Energielinien der dominierenden Nuklide anstelle der Basis-Energiegruppenstruktur von $(-22 \pm 0,4) \%$ für **Uran/ERU**- und von $(-25 \pm 0,4) \%$ für **MOX-BE** infolge der verwendeten Gruppenstruktur. Diese Größenordnung entspricht in etwa auch dem Ergebnis aus einer Viertelung der Basis-Gruppenbreite.

7.3 Bewertung der Homogenisierung

Wie zu Beginn dieses Kapitels bei der Darstellung des Berechnungsmodells in Abschnitt 7.1 beschrieben, basieren die Transportrechnungen auf einer homogenisierten Darstellung des BEs. In diesem Abschnitt werden anhand eines 18x18 Uran-BE aus einem Druckwasserreaktor die Unsicherheiten ermittelt, die aus der Homogenisierung resultieren. Einleitend wird die detaillierte Modellierung (Abschnitt 7.3.1) beschrieben und danach die Auswirkungen der brennstabweisen Abbildung auf die Gamma- (Abschnitt 7.3.2) und die Neutronenabschirmung (Abschnitt 7.3.3) dargestellt. Abschließend erfolgt in Abschnitt 7.3.4 eine Bewertung der Aufteilung der ^{60}Co -Quelle auf den Brennstoff und die Strukturteile des BEs im Vergleich zum Referenzmodell.

7.3.1 Berechnungsmodell bei expliziter BE-Modellierung

Im Unterschied zum Referenzmodell (Abschnitt 7.1) werden bei der Bewertung der Homogenisierung stabweise abgebildete BE modelliert. Abbildung 7.3 zeigt die Strukturkomponenten des BE-Modells inklusive aller relevanten Abmessungen, wohingegen Abbildung 7.4 auf die stabweise Anordnung eingeht. Schließlich fasst Abbildung 7.5 den Aufbau der modellierten Brennstäbe zusammen. Die Gd-Brennstäbe werden durch Uran-Brennstäbe mit verminderter Dichte ersetzt, da das Neutronengift Gd zum Ende des Zyklusabbrands (EoB) ausgebrannt ist und insgesamt die Nuklidzusammensetzung nicht beeinflusst. Die Dichte des Brennstoffes wird so bestimmt, dass eine UO_2 -Masse von 598 kg im Brennelement erreicht wird. Für die Brennstoffzusammensetzung wird in SAS2 eine Approximation des Modells mit einer Anreicherung von 4,05 Gew.-% implementiert und die Isotopenzusammensetzung bei einem mittleren Abbrand von 55 GWd/ t_{SM} und 5 Jahren Abklingzeit bestimmt. Dabei wird davon ausgegangen, dass 4 Zyklen mit jeweils 30 Tagen Revisionszeit und eine Borkonzentration von 500 ppm im Kühlmittel während des Reaktorbetriebs als repräsentativ für ein DWR-BE angesehen werden können. Alle weiteren zur Modellierung notwendigen Werkstoffe und Dichten sowie die zugehörigen Massenangaben finden sich in Tabelle 7.5. Die aufgeführten Co-Gehalte stammen aus Analysen der jeweiligen Bauteile und die Materialzusammensetzungen werden dem Stahlschlüssel [54] entnommen.

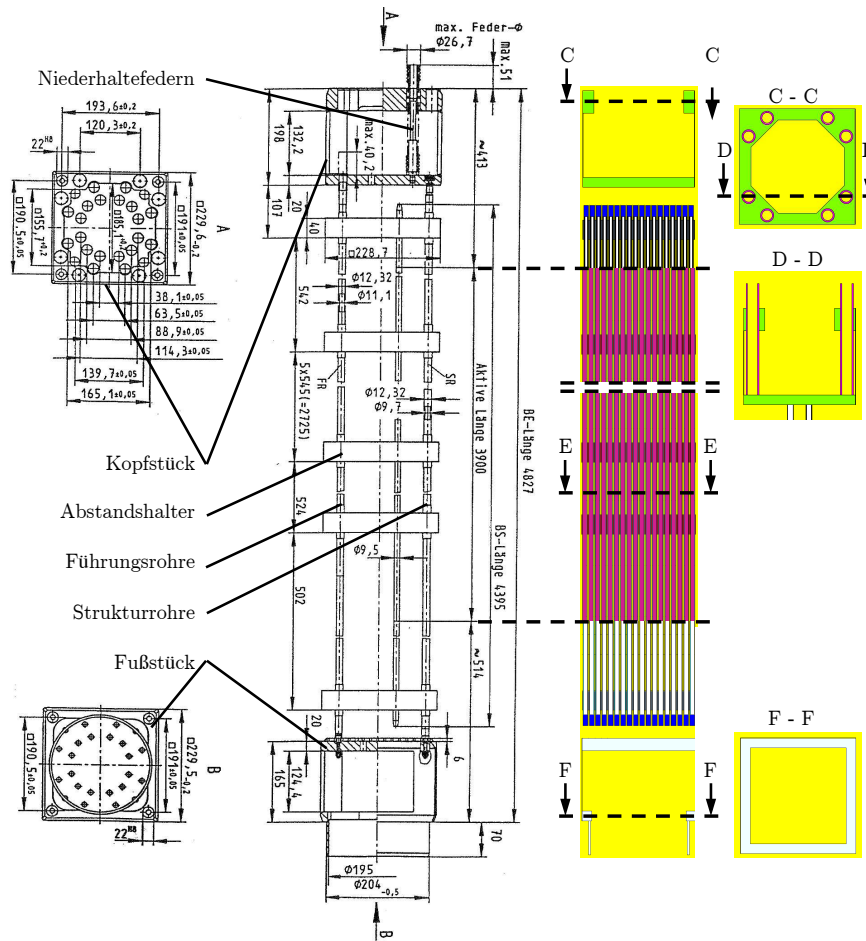
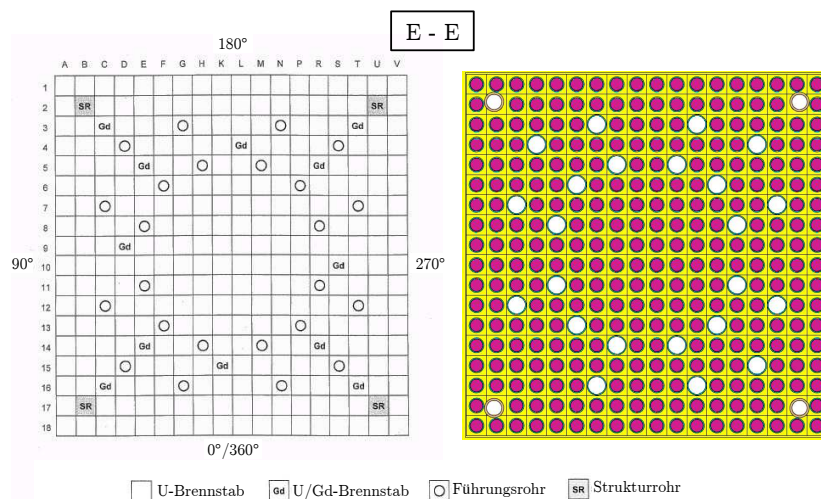
Abbildung 7.3: Zeichnung (links) und Modellierung in MCNPTM (rechts) eines 18x18 DWR-BE

Abbildung 7.4: Brennstabgitter des 18x18 DWR-BE (Schnitt E-E aus Abbildung 7.3)

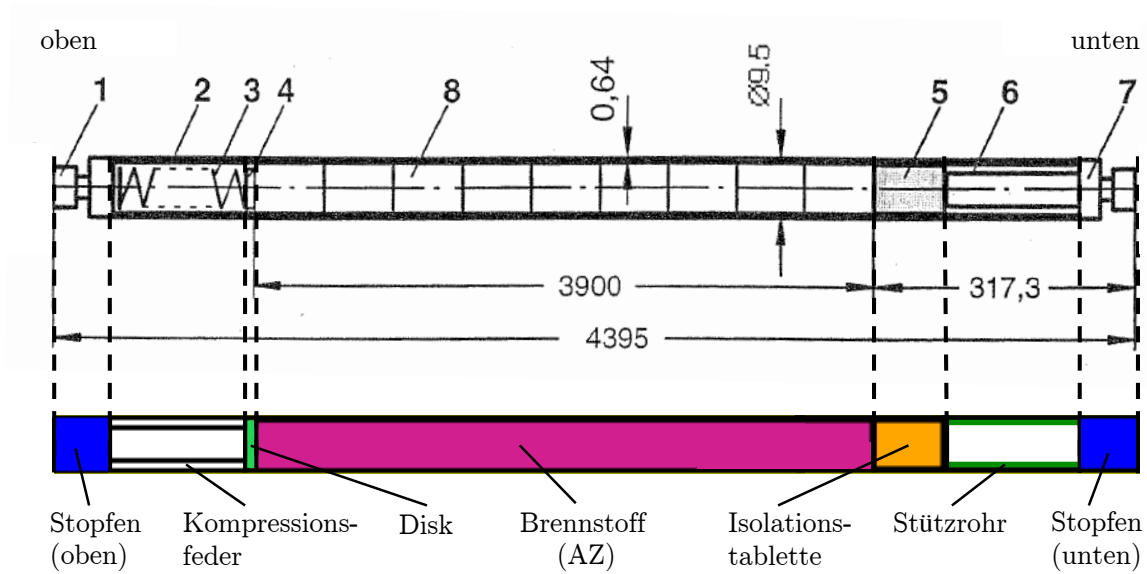


Abbildung 7.5: Aufbau des Brennstabs eines 18x18 DWR-BE und Modellierung in MCNP™

Bauteil	Anzahl	Material	Dichte, g/cm ³	Masse, kg	Co-Gehalt, ppm
BS-Stopfen (oben/unten)	296	Zircaloy 4	1,7175	0,0028	20
Kompressionsfeder		X7 Cr Ni Al 17 7	7,8	0,014	510
Disk		X6 Cr Ni Ti 18 10	5,653	0,0003	1100
Isoliertablette		Al ₂ O ₃	3,9296	0,002	-
Stützrohr		X6 Cr Ni Ti 18 10	7,8	0,0201	1100
Cladding		Zircaloy 4	6,6345	0,514	20
Abstandshalter in AZ	7	90,4% Zircaloy 4, 9,6% Inconel 718	0,93	1,04	96
Abstandshalter außerhalb AZ	2	87,3% Zircaloy 4, 12,7% Inconel 718	1,12	1,26	120
Strukturrohr	4	Zircaloy 4	6,56	1,325	20
Führungsrohr	24	Zircaloy 4	6,56	0,625	20
Niederhaltefeder	8	AISI 304L	8,0	0,409	500
BE-Kopf	1	86,6% AISI 304L, 13,4% Inconel 718	8,676	19,4	541
BE-Fuß	1	AISI 304L	6,072	13,1	500

Tabelle 7.5: Materialien der Komponenten des Brennelements

7.3.2 Einfluss der stabweisen Abbildung auf die Gammaabschirmung

Um den Effekt der stabweisen Abbildung in Bezug auf die Gammadosisleistung am Transport- und Lagerbehälter zu charakterisieren, wird eine Transportrechnung mit dem im vorherigen Abschnitt beschriebenen Berechnungsmodell durchgeführt. Beispielfähig wird hier nur ein DWR-BE mit Uran-Brennstoff untersucht, da der Heterogenitätseffekt aufgrund der in Relation zum Referenzmodell getroffenen Aussagen auf MOX-BE übertragbar ist. Es wird das gleiche Abbrandprofil wie im Referenzmodell verwendet (vgl. Abbildung A.1). Ein radiales Abbrandprofil wird analog zum Referenzmodell nicht berücksichtigt. Tabelle 7.6 fasst den Vergleich der Dosisleistungen über die Größe $\Delta = \left(\frac{DL(\text{stabweise})}{DL(\text{homogen})} - 1 \right)$ inklusive der zugehörigen fortgepflanzten Unsicherheit aus der Monte-Carlo-Rechnung energiegruppen- und aufpunktsabhängig zusammen. Für die Berechnung der Abweichung in der Gesamtdosisleistung werden die in Tabelle 7.2 aufgeführten Beiträge der einzelnen Energiegruppen zur Gesamtdosisleistung entsprechend eines typischen Gammaquellstärkenvektors für Uran-BE zu Grunde gelegt.

Abweichung der homogenen von der stabweise heterogenen Modellierung des BEs														
Aufpunkt	Energiegruppe, MeV												Gesamt-DL für typischen GQS-Vektor	
	0,45 - 0,7		0,7 - 1,0		1,0 - 1,5		1,5 - 2,0		2,0 - 2,5		2,5 - 3,0			
	Δ	σ_A	Δ	σ_A	Δ	σ_A	Δ	σ_A	Δ	σ_A	Δ	σ_A	Δ	σ_A
D3	-6%	20%	-38%	11%	-17%	8%	-34%	3%	-25%	2%	-23%	2%	-25%	3%
D4	-7%	5%	-7%	3%	-6%	2%	-7%	1%	-7%	1%	-7%	1%	-7%	1%
D5	-8%	4%	-2%	3%	-8%	1%	-7%	1%	-7%	1%	-7%	1%	-7%	1%
D6	-7%	5%	-6%	2%	-9%	1%	-7%	1%	-7%	1%	-7%	1%	-7%	1%
D7	-11%	4%	-8%	2%	-9%	1%	-7%	1%	-8%	1%	-7%	1%	-8%	1%
D8	-16%	4%	-10%	3%	-9%	2%	-10%	1%	-8%	1%	-7%	1%	-9%	1%
D9	-34%	34%	-18%	18%	-22%	8%	-4%	4%	-10%	3%	-13%	2%	-16%	4%
Mittelwert	-10%	1,9%	-7%	1,1%	-8%	0,7%	-8%	0,4%	-7%	0,3%	-7%	0,3%	-8%	2%

Tabelle 7.6: Abweichungen in der Gammadosisleistung beim Vergleich von homogener Modellierung des BEs und stabweiser Abbildung

Es zeigt sich, dass bis auf die äußersten Aufpunkte (D3 und D9) alle Dosisleistungsmessstellen gleichermaßen je Energiegruppe und somit auch in der Gesamtdosisleistung abweichen. Die gewählte Homogenisierung ist in jedem Fall für die Gammaabschirmung konservativ, da in jedem Punkt die Dosisleistung überschätzt wird. Die Abweichung in den Aufpunkten D3 und D9 weist darauf hin, dass die Dichte der Brennstab- und BE-Strukturen an den jeweiligen Enden im Referenzmodell zu gering angesetzt wird. Abschirmende Strukturen wie die Stopfen der Brennstäbe mit dem darüber bzw. darunter stehenden Leervolumen sowie die Kopf- und Fußstücke, könnten zum Abbau von Konservativitäten eine geringfügig höhere Dichte erhalten. Über der aktiven Zone, d. h. in den Aufpunkten D4 bis D8, ist die stabweise Abbildung mit ca. -7 % Abweichung im

Vergleich zur homogenen geringfügig schwächer. Insgesamt führt die homogene Modellierung im Vergleich zu einer heterogenen Modellierung bei der Gammadosisleistung zu einer Abweichung von $(-8 \pm 2) \%$. Die im Referenzmodell verwendete Modellierung ist also abdeckend.

7.3.3 Einfluss der stabweisen Abbildung auf die Neutronenabschirmung

Analog zum Vorgehen im vorherigen Abschnitt wird hier die Auswirkung der heterogenen Modellierung auf die Neutronenabschirmung untersucht. Das modellierte Axialprofil entspricht dabei dem des Referenzmodells (Abbildung A.2). In beiden Modellen wird zwischen der Energieverteilung der Spontanspaltungsneutronen und den Neutronen aus (α, n) -Reaktionen unterschieden. Die Spontanspaltungsneutronen werden durch ein Watt-Spaltpektrum (vgl. Gleichung (5.2)) mit den Koeffizienten $a = 0,906 \text{ MeV}$ und $b = 3,848 \text{ MeV}^{-1}$ abgebildet [27]. Sie resultieren aus dem maßgeblich zur Quellstärke beitragenden Nuklid ^{244}Cm . Das durch (α, n) -Reaktionen emittierte Spektrum wird durch eine Gaußverteilung der Form

$$f(a, b, E) = C \cdot \exp \left(-\frac{1}{2} \left(\frac{E - b}{a} \right)^2 \right) \quad (7.1)$$

mit $C = \frac{1}{a \cdot \sqrt{2\pi}}$ und E in MeV nach [27] genähert. Dabei werden die Koeffizienten $a = 1,202 \text{ MeV}$ und $b = 2,8 \text{ MeV}$ verwendet.

In axialer Richtung wird ein Anstieg der DL im Vergleich zum homogenen Modell erwartet, da durch die realistische Modellierung des BS die Moderations- und Absorptionswahrscheinlichkeit ab- und damit der Neutronentransport in axialer Richtung zunimmt. Man spricht an dieser Stelle von “Neutronenstreaming“. Abbildung 7.6 zeigt, dass sich diese Erwartung bestätigt. Aufgetragen ist gemittelt über den Umfangswinkel der radiale Verlauf der Abweichungen Δ , wie sie bereits in Abschnitt 7.3.2 in Bezug auf die Gammadosisleistung definiert wurden. Direkt oberhalb der Brennelemente im Spalt zwischen Tragkorb und Behälterdeckel zeigen sich bis zu 20 % höhere Dosisleistungen für die Neutronen aus Spontanspaltung (sf) und bis zu 25 % für die aus (α, n) -Reaktionen. Oberhalb des Behälterdeckels reduziert sich diese Abweichung auf maximal 7 % für Spontanspaltungsneutronen und 13 % für Neutronen aus (α, n) -Reaktionen. Auffallend ist, dass die Abweichungen der Dosisleistungen aus beiden Neutronenquellen denselben relativen Verlauf zeigen und lediglich parallel verschoben sind.

Dies lässt darauf schließen, dass durch die Homogenisierung spektral keine Änderung verursacht wird, zumal beide untersuchten Emissionsspektren sich in ihren Energieschwerpunkten um ca. 2 MeV unterscheiden. Lediglich der Anteil der Neutronen, der

die Abschirmung durchdringt, ist aufgrund geringerer Absorption und Moderation in den BE-Strukturen in axialer Richtung erhöht. Markant ist zudem der zwischen der Außenkante der Moderatorstangen und des Behälterdeckels auftretende Anstieg der Abweichung im Bereich oberhalb des Behälterdeckels. Hier überlagern sich zwei Effekte. Zum einen spielt der bereits diskutierte Anstieg durch fehlende Strukturen zwischen den Brennstäben eine Rolle, der auf Grund des fehlenden Moderators deutlich sichtbar ist, zum anderen wird dieser Randbereich ebenfalls durch Neutronen beeinflusst, die mantelseitig abgestrahlt werden.

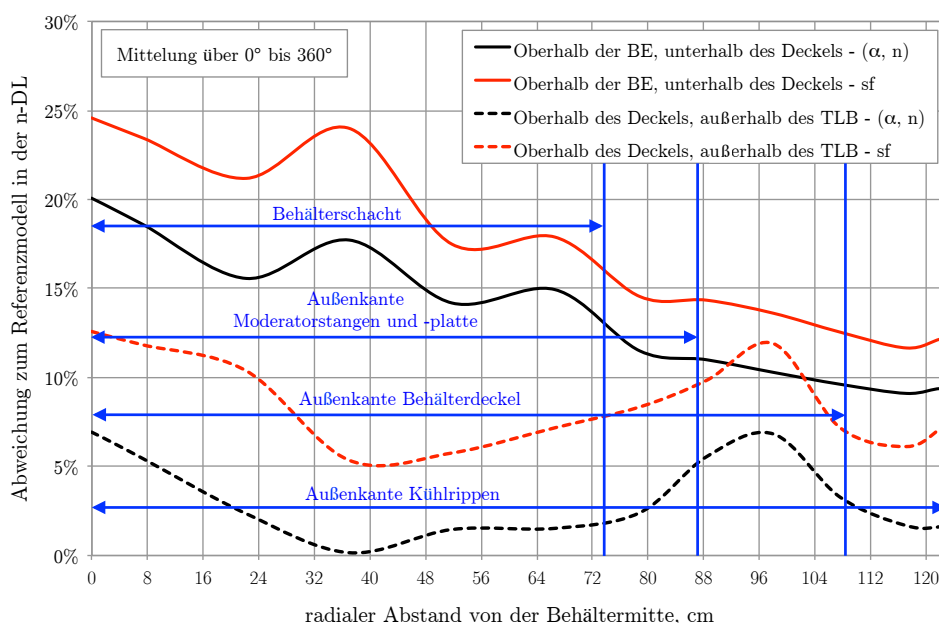


Abbildung 7.6: Radiale Auflösung der Abweichung des stabweise modellierten BE zum Referenzmodell oberhalb der BE-Köpfe zwischen Behälterdeckel und Tragkorb sowie oberhalb des Behälterdeckels

Abweichung Δ : stabweise/Referenz - 1								
Aufpunkte	Neutronen-DL				Sek.-Gamma-DL			
	sf		(α, n)		sf		(α, n)	
	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
D3	12%	0,7%	7%	1%	13%	1%	9%	1%
D4	12%	0,7%	8%	1%	18%	1%	16%	1%
D5	10%	0,4%	6%	0,4%	13%	0,5%	11%	0,4%
D6	8%	0,4%	5%	0,3%	13%	0,4%	12%	0,4%
D7	9%	0,4%	5%	0,3%	12%	0,4%	11%	0,4%
D8	12%	0,6%	7%	0,5%	14%	1%	13%	1%
D9	20%	0,7%	15%	1%	11%	1%	8%	1%
Mittelwert	11%	0,03%	7%	0,02%	13%	0,03%	12%	0,03%

Tabelle 7.7: Abweichungen in der Dosisleistung für Neutronen und sekundär erzeugter Gammastrahlung bei Spontanspaltung (sf) und (α, n) -Reaktionen im Vergleich von homogener Modellierung des BEs und stabweiser Abbildung

In Tabelle 7.7 wird die rechnerische Änderung an den mantelseitigen Aufpunkten zusammengefasst. Auch hier zeigt sich, dass die stabweise Abbildung der Brennelemente einen Einfluss hat. Vor allem im Fußbereich zeigt sich mit einer Abweichung in der Dosisleistung von bis zu 20 % für die Neutronen aus Spontanspaltung (sf) und bis zu 15 % für die aus (α, n) -Reaktionen eine deutliche Änderung. Im DL-Maximum, das bei Aufpunkt D6 auftritt, ist die Abweichung mit 8 % für die Neutronen aus Spontanspaltung und mit 5 % für die aus (α, n) -Reaktionen deutlich geringer. Zusätzlich werden in Tabelle 7.7 die Änderungen der sekundären Gammadosisleistung, erzeugt durch Sekundärreaktionen der Neutronen, betrachtet. Als Konsequenz der erhöhten Neutronendosisleistungen ist es plausibel, dass die sekundär erzeugten Gammas ebenfalls zunehmen und sich somit die Gammadosisleistung erhöht. Insgesamt stellt sich die Änderung entlang der Aufpunkte als sehr heterogen dar. Für den Mittelwert über die Aufpunkte ergibt sich eine Änderung in der Neutronendosisleistung von $(11 \pm 0,03) \%$ für Neutronen aus Spontanspaltungen und von $(7 \pm 0,02) \%$ für Neutronen aus (α, n) -Reaktionen. Die sekundär erzeugten Gammadosisleistungen weichen um $(13 \pm 0,03) \%$ bei Spontanspaltung und um $(12 \pm 0,03) \%$ bei (α, n) -Reaktionen ab. Berücksichtigt man, dass typischerweise die Spontanspaltungsneutronen zu 99 % zur Gesamtdosisleistung am TLB beitragen (vgl. dazu Kapitel 9), so entspricht die identifizierte Abweichung für die Spontanspaltungsneutronen der der Gesamtneutronen- und -sekundärdosisleistung.

7.3.4 Aufteilung der ^{60}Co -Quelle auf den Brennstoff und die Strukturteile

Um die in diesem Abschnitt durchgeführte Analyse zur Aufteilung der ^{60}Co -Quelle auf den Brennstoff und die Strukturteile verstehen zu können, muss zuvor erläutert werden, wie die ^{60}Co -Quellen im homogenisierten, d. h. beim in der Auslegung verwendeten Referenzmodell, ermittelt werden. Die Umsetzung im MCNPTM-Modell wurde bereits in Abschnitt 2.2 und Abschnitt 7.1 beschrieben. Deshalb erfolgt im nachfolgenden Absatz eine Darstellung der Berechnungsmethode zur Bestimmung der ^{60}Co -Aktivitäten im homogenisierten BE:

Während der Reaktorlaufzeit werden im Brennelement die Co-haltigen Strukturteile aktiviert. Dazu zählen vor allem die Hüllrohre sowie die Abstandshalter in der aktiven Zone (AZ) des BE. Diese Teile werden im Referenzmodell berücksichtigt, indem ihr Co-Gehalt der Brennstoffzusammensetzung hinzugefügt und damit bei der Abbrandrechnung in SAS2 der γ -QS zugeschlagen wird. Alle weiteren Strukturkomponenten außerhalb der AZ werden aufgeteilt auf den Kopf- und den Fußbereich des BE. Zur Bestimmung dieser Quellstärken wurde zur Beladeplanung eine Berechnungsvorschrift unter Verwendung des Rechenprogramms ORIGEN entwickelt, die sich wie folgt ableitet: Bei Bestrahlung eines BE mit einem Abbrand von $55 \text{ GWd}/t_{\text{SM}}$, einer Abklingzeit

von 5 Jahren, $500 \mu\text{g/g}$ ^{59}Co -Anfangsgehalt bzw. 6 g pro Fußstück und 10 g pro Kopfstück ursprüngliche ^{59}Co -Masse wird eine Aktivität von $A_K = 2,3 \text{ TBq}$ im Kopfstück und $A_F = 1,8 \text{ TBq}$ im Fußstück aufgebaut. Dabei wird entsprechend dem typischen Flussdichteverlauf im BE angenommen, dass im Kopf- sowie Fußbereich ca. 5 % der Neutronenflussdichte der aktiven Zone vorliegen. Dieser Wert liegt bewusst um ca. Faktor zwei höher als der reale, um in der Berechnungsvorschrift unabhängig von Details wie der Reaktorfahrweise, BE-Typ-abhängigen Endstückaufbauten u. ä. und damit konservativ zu bleiben. Die Aktivität der Kopf- $A_{\tilde{K}}$ bzw. der Fußstücke $A_{\tilde{F}}$ bestimmt sich dann BE-abhängig über Reskalierung nach

$$A_{\tilde{K}/\tilde{F}} = \frac{\tilde{B}}{(55 \text{ GWd}/t_{\text{SM}})} \cdot \frac{\tilde{A}}{500 \mu\text{g/g}} \cdot A_{K/F} , \quad (7.2)$$

wobei $\tilde{B}$ der Abbrand des zu entsorgenden BEs in GWd/t_{SM} und $\tilde{A}$ der ^{59}Co -Anteil des Kopf- bzw. Fußstück in $\mu\text{g/g}$ ist. Sollte die individuellen Abklingzeit t_{AKZ} (in Monaten) der zu entsorgenden Brennelemente länger oder kürzer als 5 Jahre sein, so ist eine Zerfallskorrektur der berechneten Aktivitäten vorzunehmen ($\sim 2^{\frac{60-t_{AKZ}}{5,27 \cdot 12}}$).

In diesem Abschnitt wird nun unter Verwendung des in Abschnitt 7.3.1 beschriebenen BEs die realitätsnähere Verteilung der Aktivierung der Strukturteile des BEs bestimmt und mit der zuvor dargestellten Vorgehensweise verglichen. Zudem werden die Auswirkungen auf die am TLB auftretenden Dosisleistungen quantifiziert. Dabei wird dreistufig vorgegangen:

(1) Zunächst wird über eine Kritikalitätsrechnung mit MCNPTM, die den Reaktorbetrieb abbildet, der reale Flussdichteverlauf im Brennelement sowie den einzelnen Strukturkomponenten bestimmt. Für jede aktivierbaren Komponente wird ein 238-Neutronengruppenspektrum (vgl. V7-238 aus [15]) aufgezeichnet. Dabei werden die Struktur- und Führungsrohre axial unterteilt. Ein Bereich befindet sich auf Höhe der aktiven Zone und die beiden anderen jeweils darüber und darunter. Das Cladding wird in 43 axiale Zonen unterteilt, um hier eine möglichst gute Auflösung zu erreichen. Da radial über das Brennelement keine signifikante Änderung in der Neutronenflussdichte während der Reaktorlaufzeit zu erwarten ist, wird hier auch nicht segmentiert. Alle weiteren Teile, die bereits in Tabelle 7.5 zusammengefasst sind, werden einzeln bzw. als ein Bauteil betrachtet. Für die Berechnung während des Reaktorbetriebs wird abweichend zu dem in Abschnitt 7.3.1 beschriebenen Brennstoff eine Zusammensetzung gewählt, die sich nach Abbrand desselben BE-Typs bei einem mittleren Abbrand von $25 \text{ GWd}/t_{\text{SM}}$ über 2 Zyklen mit 30 Tagen Abklingzeit zwischen den Zyklen einstellt. Begründet wird diese Vorgehensweise dadurch, dass ein DWR-Brennelement in der Regel 4 Zyklen eingesetzt wird und durch den hier gewählten Mittelwert die Neutronenmultiplikation des Systems über die berechnete Brennstoffzusammensetzung adäquat eingestellt werden kann.

Bei der MCNPTM-Rechnung steht das Brennelement in einem infiniten Gitter mit einem Pitch von 24 cm. Dabei wird als Moderator Wasser mit einer Borkonzentration von 600 ppm als Zyklusmittel verwendet. Zur Berücksichtigung des Wasserreflektors im Kopf- und Fußbereich, wird jeweils eine Wasserschicht von 50 cm oberhalb sowie unterhalb der BE-Enden modelliert. Um die absoluten Neutronenflussdichten zu erhalten, die für eine Aktivierungsrechnung notwendig sind, müssen die Ergebnisse der Kritikalitätsrechnung mit der Quellstärke des Reaktors skaliert werden. Diese berechnet sich aus der Reaktorleistung: Das betrachtete BE wird typischerweise in einem Kern mit 193 Brennelementen und einer thermischen Leistung von $P_{th} = 3850$ MW eingesetzt. Damit resultiert eine Neutronenquellstärke QS_n je BE von

$$QS_n = \frac{3850 \text{ MW} \cdot 2,45}{195 \text{ MeV/Spaltung} \cdot 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ J/eV}} \cdot \frac{1}{193} = 1,565 \cdot 10^{18} \frac{1}{s}, \quad (7.3)$$

wobei davon ausgegangen wird, dass die Spaltausbeute mit 2,45 Neutronen genähert werden kann und die je Spaltung frei werdende Energie 195 MeV beträgt.

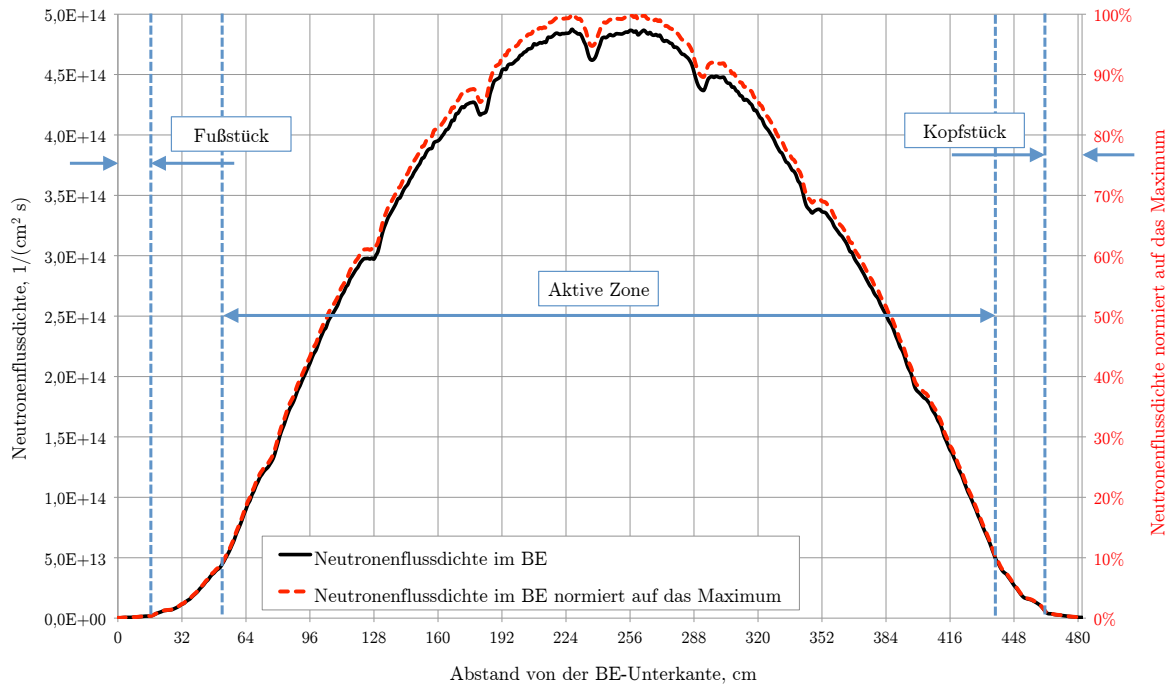


Abbildung 7.7: Stationärer Neutronenflussdichteverlauf im Brennelement während des Reaktorbetriebs

Die resultierende Neutronenflussdichte über der Achse des BE ist in Abbildung 7.7 dargestellt. Es ist erkennbar, dass bereits über der aktiven Zone die Neutronenflussdichte um eine Größenordnung abfällt. Im Kopf- und Fußstück beträgt die Flussdichte nur noch wenige Prozent der maximalen Flussdichte in der aktiven Zone. Dies deckt sich mit der zu Beginn dieses Abschnitts getroffenen Aussage, dass die für die Berechnung der Co-Aktivität im Referenzmodell der Kopf- und Fußstücke angesetzten 5 %

der Flussdichte in der aktiven Zone konservativ gewählt sind. In Abbildung 7.7 sind die Abstandshalter als leichte Einbrüche im Flussdichteprofil zu erkennen. Tabelle 7.8 fasst die den Bauteilen zugehörigen Neutronenflussdichten, die sich während der Reaktorlaufzeit einstellen, inklusive der Masse und des Co-Gehalts nochmals explizit zusammen.

(2) In einer zweiten Stufe werden die bauteilabhängig berechneten 238-Gruppenflussdichten inklusive der Masse und der Materialzusammensetzung an das Abbrandmodul ORIGEN aus dem SCALE-Paket (vgl. hierzu Abschnitt 3.2 und [15]) übergeben. Hier werden die unterschiedlichen Bauteile entsprechend der Höhe der Flussdichte und der zugehörigen spektralen Verteilung 4 Zyklen lang bei einer Zykluslänge von 300 Betriebstagen und 30 Tagen Revision zwischen den Zyklen bestrahlt. Die Reaktorleistung ist dabei identisch zu der in Gleichung (7.3). Nach Bestrahlung und der anschließenden typischen 5 jährigen Abklingzeit, können die zugehörigen ^{60}Co -Aktivitäten bauteilabhängig ausgelesen werden. Die Ergebnisse der Berechnung finden sich neben den Neutronenflussdichten während der Reaktorlaufzeit in Tabelle 7.8. Insgesamt resultiert aus allen BE-Strukturkomponenten eine ^{60}Co -Aktivität von $1,63 \cdot 10^{13} \text{ Bq}$. Wie Tabelle 7.8 zu entnehmen ist, bestimmen sowohl das Cladding, als auch die Stützrohre einerseits aufgrund ihrer Masse und andererseits aufgrund der hohen ^{59}Co -Konzentration im unbestrahlten Zustand mit einem Anteil von insgesamt ca. 72 % maßgeblich die Gesamtaktivität aus ^{60}Co .

Bauteil	Gesamtmasse, kg	Co-Gehalt, ppm	Mittlere Neutronenflussdichten während der Reaktorlaufzeit, $1/(\text{cm}^2 \text{ s})$	^{60}Co Aktivität, Bq	Anteil an der Gesamt- ^{60}Co -Aktivität ($1,63\text{E}+13 \text{ Bq}$ nach 5 a)
BS-Stopfen (oben)	0,829	20	1,34E+13	6,80E+09	0,04%
BS-Stopfen (unten)	0,829	20	5,19E+12	3,10E+09	0,02%
Kompressionsfeder	4,14	510	2,46E+13	1,21E+12	7,4%
Disk	0,089	1100	3,88E+13	5,83E+10	0,4%
Stützrohr	5,95	1100	1,98E+13	4,06E+12	24,9%
Cladding	152	20	3,04E+14	7,59E+12	46,6%
Abstandshalter in AZ	7,28	96	3,30E+14	1,52E+12	9,3%
Abstandshalter außerhalb AZ	2,52	120	1,13E+13	9,98E+10	0,6%
Strukturrohr	5,30	20	3,02E+14	3,21E+11	2,0%
Führungsrohr	15,0	20	1,24E+14	7,52E+11	4,6%
Niederhaltefeder	3,27	500	1,21E+12	4,32E+10	0,3%
BE-Kopf	19,4	541	2,16E+12	4,50E+11	2,8%
BE-Fuß	13,1	500	7,20E+11	1,80E+11	1,1%

Tabelle 7.8: Aktivitäten und Neutronenflussdichten während der Reaktorlaufzeit für die Bauteile des Brennelements

Zur Bewertung der Auswirkung der Homogenisierung der Strukturkomponenten und des Brennstoffes in der aktiven Zone (AZ), wird die bei der Modellerstellung des explizit abgebildeten Brennelements in Abschnitt 7.3.1 durchgeführte SAS2-Berechnung zur Ermittlung der Brennstoffzusammensetzung erneut durchgeführt. Dabei werden zwei Fälle unterschieden. Zum einen wird wie zu Beginn dieses Abschnitts dargestellt, d. h. wie im Referenzmodell vorgegangen: Auf Basis der gegebenen ^{59}Co -Konzentration des aktivierbaren Werkstoffes und seiner Masse in der aktiven Zone (hier: 500 ppm in 0,7 kg Edelstahl bzw. Inconel) wird nach Homogenisierung mit dem Brennstoff und dem Cladding (Zirkon) eine Abbrandrechnung durchgeführt. Zum anderen erfolgt die Abbrandrechnung nur mit Brennstoff ohne Zirkon und ^{59}Co -Anteile. Die Differenz der nach einer Abklingzeit von 5 Jahren resultierenden Gammaquellstärken ergibt die ^{60}Co -Quellstärke der Bauteile in der aktiven Zone, wie sie im Referenzmodell bei der homogenisierten Verfahrensweise berücksichtigt werden. Tabelle 7.9 fasst die berechneten Gammaquellstärken für das Referenz- und das explizite Berechnungsmodell zusammen. Die Gammaquellstärken für die Strukturen außerhalb und innerhalb der aktiven Zone für das explizite Modell sind aus den zuvor mit ORIGEN durchgeführten Berechnungen (Tabelle 7.8) abgeleitet. Die Quellstärken der Strukturen außerhalb der aktiven Zone entsprechen beim Referenzmodell den der Kopf- und Fußstücke wie sie bei einem Abbrand von 55 GWd/t_{SM} und 500 ppm ^{59}Co -Konzentration nach Gleichung (7.2) auftreten. Es ist klar zu erkennen, dass die Strukturen innerhalb der aktiven Zone beim Referenzmodell um den Faktor 1,9 überschätzt werden, wohingegen die Strukturen außerhalb der aktiven Zone um ca. 35 % unterschätzt werden. Letzteres ist vor allem auf die stark aktivierten Stützrohre zurückzuführen, die in dieser Form bei der Ableitung des homogenisierten BEs nicht berücksichtigt werden.

Gammaquellstärke je BE, 1/s	Modellierung	
	Referenz	explizit
BE mit Co aus Hüllrohr	1,813E+14	-
BE ohne Co aus Hüllrohr	-	1,612E+14
Strukturen außerhalb der aktiven Zone	8,196E+12 ¹⁾	1,271E+13
Strukturen innerhalb der aktiven Zone	3,810E+13 ²⁾	1,986E+13

¹⁾Nur Kopf- und Fußstücke wie bei der Beladung vorgesehen

²⁾Ableitung aus der Differenz der Berechnung mit und ohne das Cobalt aus den Hüllrohren

Tabelle 7.9: Aufteilung der Gammaquellstärke des betrachteten BEs auf die unterschiedlichen Quellen beim Referenzmodell und bei expliziter Modellierung

(3) In der dritten und letzten Stufe wird die Auswirkung der expliziten Aufteilung der ^{60}Co -Quelle auf den Brennstoff und die einzelnen Strukturteile auf die Dosisleistung am Transport- und Lagerbehälter untersucht. Dazu werden zwei Beiträge über eine

Transportrechnung in MCNPTM getrennt voneinander betrachtet. Zum einen wird im Referenzmodell (Abschnitt 7.1) die aus der Co-Gruppe (1,0 MeV-1,5 MeV) resultierende DL, die den Beitrag der aktivierten Strukturteilen in der AZ enthält, mit dem zugehörigen detaillierten Modell, das die ⁶⁰Co-Aktivität auf das Cladding (Hüllrohre) und die Abstandshalter aufteilt sowie die Gammaquellen des abgebrannten Brennstoffes in der Pelletsäule lokalisiert, verglichen. In einer zweiten Betrachtung werden die Auswirkungen der Co-Aktivitäten der Bauteile außerhalb der aktiven Zone auf die Dosisleistung am TLB betrachtet. Beim zugehörigen Referenzmodell werden die ⁶⁰Co-Quellen in den Kopf- und Fußstücken, wie in Abschnitt 2.2 beschrieben, über ein Axialprofil (vgl. Abbildung 2.3) berücksichtigt. Das explizite Modell lokalisiert die Quellen entsprechend ihres Vorkommens auf Basis des in Abschnitt 7.3.1 dargestellten MCNPTM-Modells.

Aufpunkt	Aktive Zone BE		Kopf- und Fußstück	
	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
D3	-37%	4%	-99%	0,03%
D4	-15%	1%	1483%	33%
D5	-11%	1%	65%	17%
D6	-5%	1%	92%	45%
D7	-7%	1%	162%	85%
D8	-6%	1%	-28%	6%
D9	44%	9%	255%	28%
Mittelwert (D3-D9)	-9%	0,4%	66%	7%

Tabelle 7.10: Abweichungen in der Dosisleistung am TLB bei der Analyse der Aufteilung der ⁶⁰Co-Quelle auf den Brennstoff und die Strukturteile

Die auftretenden Abweichungen in der Dosisleistung an den Aufpunkten der Abnahmemessung sind in Tabelle 7.10 über die bereits im vorherigen Abschnitt definierte Größe Δ zusammengefasst. Bei der Interpretation der Dosisleistung aus den BE und den Hüllrohren muss beachtet werden, dass in der Größe Δ noch der Übergang von homogenisierter zu stabweiser Abbildung enthalten ist (vgl. Abschnitt 7.3.2). Betrachtet man nun die Ergebnisse aus Tabelle 7.10, so erkennt man, dass die berechnete Überschätzung von derselben Größenordnung ist wie die in der Co-Gruppe aus Tabelle 7.6 in Abschnitt 7.3.2. Die auftretende Abweichung in der Dosisleistung beim Vergleich der Brennelemente mit und ohne Homogenisierung der Strukturkomponenten in der aktiven Zone ist daher größtenteils auf den Übergang zur stabweisen Abbildung zurückzuführen. Die Differenz der Abweichung in der Co-Gruppe (Gruppe 3) aus Tabelle 7.6 und der hier ermittelten Abweichung zum Referenzmodell ergibt die Abweichung in der Dosisleistung, die durch die Vermengung der Strukturkomponenten mit dem Brennstoff hervorgerufen wird. Sie beträgt für den Mittelwert aus den Aufpunkten D3 bis D9 $(-9\%) - (-8\%) = (-1\%)$ mit einer Unsicherheit von $\pm 0,6\%$.

Bei der Analyse der Abweichungen in den Dosisleistungen für den Vergleich der Strukturen außerhalb der aktiven Zone (Spalte: “Kopf- und Fußstück“), zeigt sich im Wesentlichen die Aktivitätsverteilung des expliziten Modells. Die Aufpunkte D3 und D8 sind die einzigen an denen die Dosisleistung im Referenzmodell überschätzt wird, wohingegen bei den übrigen Aufpunkten stark schwankende Unterschätzungen auftreten. Dies liegt an den unterschiedlich lokalisierten Aktivitäten in beiden Modellen. Durch die aktivierten Federn und das explizit abgebildete Kopfstück liegt das DL-Maximum im Kopfbereich tiefer als im Referenzmodell und beeinflusst maßgeblich den Aufpunkt D4. Auf Höhe von D3 liegt in Realität praktisch keine Aktivität. Gleiches gilt auch für D8. Bezogen auf D9 spielen die Stützrohre eine große Rolle, die im Referenzmodell nicht abgebildet sind. Der Mittelwert zeigt insgesamt die aus dem Unterschied der berechneten Gesamtaktivitäten erwartete Abweichung von $(66 \pm 7) \%$.

7.4 Einfluss der Detektorcharakteristik am TLB

Dieser Abschnitt knüpft an die Untersuchungen aus Abschnitt 4.2.6 in Kapitel 4 an. Mit Kenntnis davon, dass die berechnete Dosisleistung die gemessene adäquat abbildet, sofern die Detektorcharakteristik berücksichtigt wird, können weitere Analysen in Bezug auf einen Transport- und Lagerbehälter in diesem Abschnitt erfolgen.

Kraftwerksabhängig kommen bei den Dosisleistungsmessungen unterschiedliche Messgeräte zum Einsatz. Jedes dieser Messgeräte besitzt eine geräteeigene Charakteristik, die die am Messpunkt vorliegende Photonen- bzw. Neutronenflussdichten in Abhängigkeit des Spektrums bewertet. Diese Wichtung ist von der Fluenz-zu-Dosiskonversion entkoppelt. Vom Hersteller des Geräts muss lediglich gewährleistet werden, dass die im Strahlenschutz zugestandene Unsicherheit von $\pm 25 \%$ (rel.) auf den Messwert nicht überschritten wird. Zurückzuführen ist die Charakteristik z. B. auf die Geometrie des Zählrohres oder die verwendeten Materialien der Einhausung des Detektionsvolumens. Ziel dieses Abschnittes ist es die Auswirkungen dieser spektrumsabhängigen Eigenschaft an den Messpunkten am TLB zu quantifizieren. Dazu erfolgt zunächst eine Auswahl der zu untersuchenden Messgeräte-Typen und dann eine Bewertung anhand von vergleichenden Transportrechnungen in MCNPTM.

Mit den Neutronenmessgeräten des Typs LB6411 der Firma Berthold und 2202D der Firma Studsvik wurden insgesamt über 90 % der in Kapitel 1 diskutierten Neutronendosisleistungsmessungen durchgeführt. Nähere Informationen zu diesen Detektoren finden sich in Anhang D.2.2. Die Neutronenmessgeräte sind gemäß ICRP 60 kalibriert (vgl. Abschnitt 3.3.5). Bei den Abnahmemessungen zu den Beladungen der TLB werden die Messwerte zusätzlich noch mit einem geräteabhängigen behälterspezifischen Korrekturfaktor von 1,1 für das LB6411 bzw. 1,2 für das 2202D multipliziert.

Die Gammadosisleistungen wurden bei den vorliegenden Messungen überwiegend (ebenefalls 90 % aller Messwerte) mit den Geräten der Firma automess vom Typ Szintomat[®] 6134 und Teletector 6150, der eine Erweiterung des 6150AD 6/E Basisgerätes ist, durchgeführt. Die zugehörigen Erläuterungen der Detektoreigenschaften wurden bereits in Abschnitt D.1 eingehend dargestellt.

Die Studie zur Detektorcharakteristik wird ausschließlich für Uran-BE durchgeführt. Die Übertragbarkeit bezogen auf die Gamma-DL ist dadurch gegeben, dass bei MOX-Beladungen die Mischoxid-BE auf die Innenpositionen des Tragkorbs positioniert werden. Die umgebenden Uran-BE bestimmen damit maßgeblich das Gammaspektrum an den mantelseitigen Aufpunkten der Abnahmemessung und sind somit ausschlaggebend für die Auswirkungen der Charakteristik. Bezogen auf die Neutronen haben die MOX-BE eine höhere Quellstärke und liefern damit den Hauptbeitrag zur Dosisleistung. Beiden BE-Typen liegt aber dasselbe Neutronenquellspektrum zu Grunde (hauptsächlich Spontanspaltung von ²⁴⁴Cm), so dass sich als Konsequenz auch das Neutronenspektrum an den mantelseitigen Aufpunkten bei MOX-Beladungen im Vergleich zu Uran-Beladungen nicht ändert. Die Diskussion des Einflusses der Detektorcharakteristik bei Uran-Beladungen im TLB deckt folglich die MOX-Beladungen mit ab.

Die Berechnung der Neutronen- und Gammadosisleistungen an den Aufpunkten der Abnahmemessung erfolgt anhand des Referenzmodells aus Abschnitt 7.1 spektral aufgelöst. Im Anschluss an die Berechnung können die so ermittelten Dosisleistungen mit den energieabhängigen Detektorcharakteristiken, die in den Abbildungen D.8 und D.5 für die Gamma- und in der Abbildung D.17 für die Neutronendetektoren zu finden sind, gefaltet und kondensiert werden. Die resultierenden DL werden im Anschluss mit den unbewerteten Ergebnissen über die Größe $\Delta = \left(\frac{DL(\text{mit Detektorcharakteristik})}{DL(\text{ohne Detektorcharakteristik})} - 1 \right)$ inklusive der nach Gauß fortgepflanzten Unsicherheit σ_Δ aus der Monte-Carlo-Rechnung verglichen. Für die Gammadosisleistungen finden sich die Ergebnisse in Tabelle 7.11 und für die Neutronendosisleistungen in Tabelle 7.12. Unterschieden wird bei den Gammadosisleistungen zwischen den drei Hauptbeiträgen: Der Dosisleistung aus den 7 Gamma-Energiegruppen (Primärgammastrahlung), deren Einzelergebnisse über den typischen Quellstärkevektor für Uran-BE (vgl. Tabelle 7.2) gewichtet und zum Gesamtergebnis überlagert werden, der Dosisleistung aus den Kopf- und Fußstücken sowie den Beiträgen der durch Neutronen sekundär erzeugten Gammastrahlung. Bei den Neutronendosisleistungen und der Sekundär-Gammastrahlung werden die Beiträge aus (α, n)-Reaktionen und Spontanspaltung zusammengefasst analysiert. Dabei beträgt die Quellstärke aus Spontanspaltungsneutronen erfahrungsgemäß 99 % der Gesamtneutronenquellstärke (vgl. Kapitel 9). Die Auswirkungen der zuvor angeführten Korrektur der Messwerte bei der Abnahmemessung (Faktor 1,1 für das LB6411 und Faktor 1,2 für das 2202D) werden in Tabelle 7.12 ebenfalls untersucht. Dazu werden die mit der Cha-

rakteristik bewerteten Rechenwerte für die Neutronendosisleistung mit dem jeweiligen Faktor skaliert und dann über Δ im Vergleich zu den Rechenwerten ohne Berücksichtigung der Charakteristik betrachtet.

Szintomat 6134						
Aufpunkt	Primär- γ -Strahlung		Kopf-/Fußstücke		Sek.- γ -Strahlung	
	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
D3	-8%	2%	-5%	0,4%	-7%	4%
D4	-4%	0,5%	-5%	1%	-6%	2%
D5	-4%	0,4%	-21%	1%	-6%	1%
D6	-4%	0,4%	-21%	1%	-6%	1%
D7	-4%	0,4%	-21%	1%	-6%	1%
D8	-4%	0,5%	-7%	1%	-6%	2%
D9	-8%	3%	-9%	1%	-8%	4%
Mittelwert (D3 - D9)	-4%	0,2%	-6%	0,3%	-6%	1%

6150AD 6/E						
Aufpunkt	Primär- γ -Strahlung		Kopf-/Fußstücke		Sek.- γ -Strahlung	
	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
D3	2%	3%	4%	0,4%	3%	4%
D4	6%	1%	4%	1%	4%	2%
D5	6%	0,5%	-9%	1%	4%	1%
D6	6%	0,5%	-9%	1%	5%	1%
D7	6%	0,5%	-8%	1%	4%	1%
D8	6%	1%	2%	1%	4%	2%
D9	2%	3%	1%	1%	3%	4%
Mittelwert (D3 - D9)	6%	0,2%	3%	0,3%	4%	1%

Tabelle 7.11: Einfluss der Charakteristik des Szintomat[®] 6134 (oben) und des 6150AD 6/E (unten) der Firma automess auf die am TLB berechnete Gamma- und Sekundärgammadosisleistung

Der Einfluss der Charakteristik (r-Wert) auf die Gammadosisleistung stellt sich messgerätabhängig als sehr heterogen dar. Vergleicht man Tabelle 7.11 mit der Charakteristik des Szintomat[®] 6134, so fällt auf, dass hier nicht zwischen der Konfiguration mit und ohne Schutzkappe unterschieden wird. Dies liegt daran, dass der Unterschied in der Charakteristik dieses Gerätes unterhalb von 0,1 MeV an den Aufpunkten am TLB keine Änderung in Δ zeigt. Dies ist eine Konsequenz daraus, dass lediglich der Energiebereich oberhalb von 0,1 MeV signifikant zur Gammadosisleistung am TLB beiträgt. Vor diesem Hintergrund lassen sich auch die Ergebnisse in Tabelle 7.11 verstehen: Das 6150AD 6/E zeigt höhere Werte an, da die Charakteristik im Bereich oberhalb von 0,1 MeV vom Faktor 0,9 auf bis zu 1,35 bei höheren Energien ansteigt (vgl. Abbildung D.5). Der Szintomat[®] 6134 hingegen unterschätzt den realen Wert stärker (minimal Faktor 0,75) bis zu einer Energie von 0,65 MeV. Im darüber liegenden höher energetischen Teil kann diese Unterschätzung nicht wie beim 6150AD 6/E kompensiert werden, da hier der r-Wert auf nur 1,05 ansteigt (vgl. Abbildung D.8). Deshalb tritt für den Szintomat[®] 6134 in Tabelle 7.11 grundsätzlich eine negative Abweichung auf. Zur Bestimmung einer Gesamtabweichung aus den verwendeten Messgeräten wird der

Mittelwert der Aufpunkte D3 bis D9 betrachtet. Hier zeigt sich innerhalb der Gammastrahlenquellen ein einheitliches Bild, sodass insgesamt die durch die Messgerätestruktur hervorgerufene Unsicherheit bei der Gammadosisleistungsmessung mit abdeckend ($\pm 6 \pm 1$) % entsprechend der hier maximal auftretenden Abweichungen abgeleitet werden kann.

Neutronen								
Aufpunkt	Studvik 2202D				Berthold LB6411			
	ohne Korrektur		mit Korrektur ¹⁾		ohne Korrektur		mit Korrektur ²⁾	
	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
D3	-84%	0,4%	-81%	0,4%	-52%	1%	-47%	1%
D4	-77%	0,5%	-73%	1%	-30%	1%	-23%	2%
D5	-77%	0,3%	-73%	0,4%	-29%	1%	-22%	1%
D6	-77%	0,3%	-73%	0,4%	-29%	1%	-22%	1%
D7	-77%	0,3%	-73%	0,4%	-30%	1%	-23%	1%
D8	-78%	0,4%	-73%	0,5%	-31%	1%	-24%	1%
D9	-84%	0,3%	-81%	0,4%	-52%	1%	-47%	1%
Mittelwert (D3 - D9)	-79%	0,1%	-75%	0,2%	-35%	0,4%	-29%	0,5%

¹⁾ Korrekturfaktor 1,2

²⁾ Korrekturfaktor 1,1

Tabelle 7.12: Einfluss der Charakteristik des 2202D der Firma Studvik und des LB6411 der Firma Berthold auf die am TLB berechnete Neutronendosisleistung

Mit Kenntnis der Charakteristik der Neutronendetektoren aus Abbildung D.17 und der dort zusätzlich dargestellten typischen spektralen Neutronendosisleistungsverteilung am TLB ist das in Tabelle 7.12 zusammengefasste Ergebnis schlüssig. Beide Detektoren unterschätzen im Wesentlichen über weite Teile des Energiebereichs die reale Neutronendosisleistung. Lediglich das LB6411 der Firma Berthold überhöht die n-DL im Bereich von 0,8 MeV bis 10 MeV mit einem Faktor von bis zu 1,5. Doch auch diese Überbewertung durch den r-Wert kann die Tendenz zur Unterschätzung nicht kompensieren, da der Anteil dieses Energiebereichs am Gesamtspektrum im Mittel bis zu vier Größenordnungen niedriger ist als der unterbewertete. Sie erklärt lediglich warum dieses Messgerät die reale Neutronendosisleistung ca. 30 % bis 40 % weniger unterschätzt als das 2202D der Firma Studvik. Auch die Korrektur der Messwerte kann die Unterschätzung nicht kompensieren.

Geht man davon aus, dass die Messungen zu gleichen Teilen mit beiden Geräten bei der Beladung inklusive der Korrektur durchgeführt wurden, so ist der Mittelwert der Abweichungen repräsentativ für die Abweichung in der Neutronendosisleistung. Damit ergibt sich eine Abweichung, die durch die Detektorcharakteristik der Neutronendosisleistungsmessgeräte hervorgerufen wird, von $\Delta = (-52 \pm 0,5) \%$ für den Messwert-Rechenwert-Vergleich in Kapitel 1. Die zugehörige Unsicherheit ist dabei die maximale Unsicherheit, die im Mittelwert der Aufpunkte D3 bis D9 auftritt.

7.5 Einfluss von Materialsensitivitäten

Wesentlich für die Abschirmung sind die Dicke sowie die Dichte der Behälterwand des TLB. Die Abschirmberechnungen am Transport- und Lagerbehälter beruhen auf einer nominalen Gussdichte von $7,0 \text{ g/cm}^3$. Dabei liegen die tatsächlichen Werte bei der Fertigung bei $(7,09 \pm 0,03) \text{ g/cm}^3$, wie Abbildung 7.8 zeigt.

Sensitivitätsberechnungen mit dem MCNPTM-Referenzmodell aus Abschnitt 7.1 zeigen, dass eine Erhöhung der Gussdichte um $0,01 \text{ g/cm}^3$ zu einer Absenkung der mantelseitigen Dosisleistung von $1,31 \%$ für die Gamma- und $0,4 \%$ für die Neutronendosisleistung führt. Bezogen auf die mittlere Gussdichte von $7,09 \text{ g/cm}^3$ bedeutet dies eine Absenkung der rechnerischen Dosisleistung von $11,7 \%$ für die Gamma- und $3,6 \%$ für die Neutronendosisleistung.

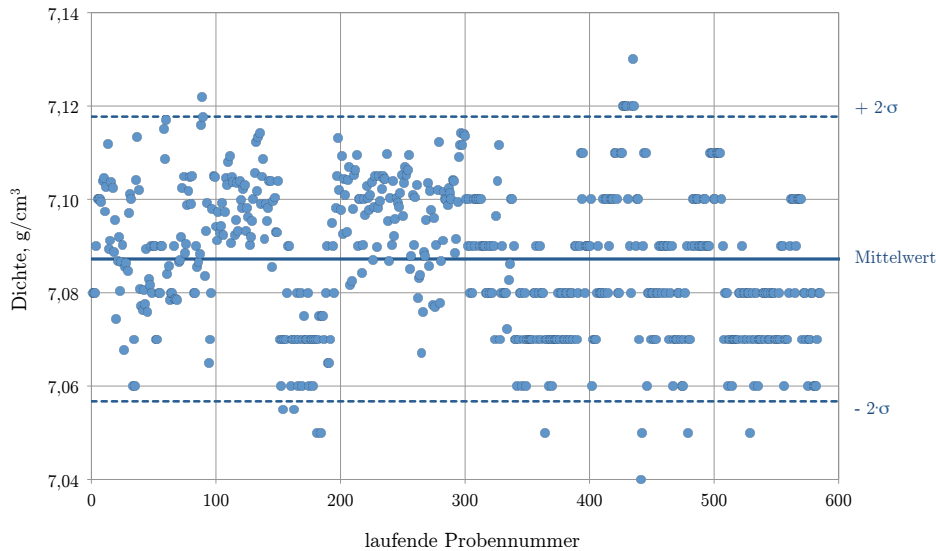


Abbildung 7.8: Fertigungsdaten für die Dichte des Sphäroguss

Die Dichte des stangenförmigen Moderatormaterials (Polyethylen), das in der Behälterwand in zwei Bohrungsreihen integriert ist, hängt aufgrund der großen Wärmeausdehnung der verwendeten Materialtypen (äußere Reihe: Lupolen, innere Reihe: Gur) von der Temperatur und damit der Nachzerfallsleistung des Behälterinventars zum Zeitpunkt der Messung ab. Die in den Berechnungen durch die Wärmeausdehnung im Querschnitt der Bohrungen homogenisierte Moderatordichte entspricht bei Raumtemperatur einer Dichte von $0,935 \text{ g/cm}^3$ für die innere Bohrungsreihe (Gur) und $0,955 \text{ g/cm}^3$ für die äußere Bohrungsreihe (Lupolen). Abbildung 7.9 zeigt die Dichtemesswerte für das Moderatormaterial bei Raumtemperatur. Daraus ergeben sich für die innere und äußere Reihe Mittelwerte von $0,94 \text{ g/cm}^3$ und $0,96 \text{ g/cm}^3$.

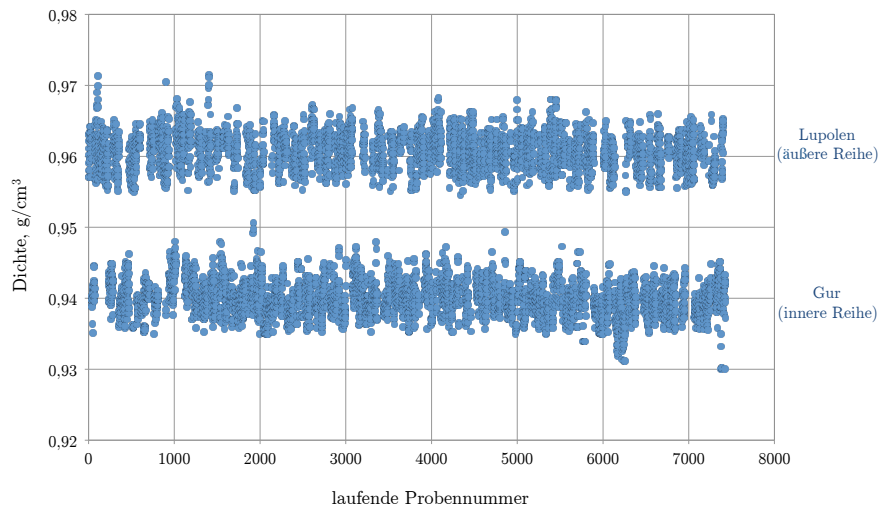


Abbildung 7.9: Fertigungsdaten für die Dichte des Moderatormaterials Polyethylen

Sensitivitätsbetrachtungen mit dem MCNPTM-Referenzmodell zeigen eine Absenkung der Gammadosisleistung um 0,7 % bzw. der Neutronendosisleistung um 2 % bei einer Erhöhung der PE-Dichte von 0,01 g/cm³. Während die Auslegungsberechnungen sich auf eine Moderatortemperatur entsprechend der maximalen Wärmeleistung von 39 kW für den betrachteten TLB-Typ beziehen, betrug die mittlere Wärmeleistung der in Kapitel 1 diskutierten Beladungen ca. 25 kW. Unter den Umgebungsrandbedingungen in der Reaktorhalle bei der Behälterabfertigung resultiert demgegenüber ein Anstieg der Moderatorordichte um 0,016 g/cm³ für die innere bzw. 0,003 g/cm³ für die äußere Bohrungsreihe. Daraus resultiert gegenüber den Berechnungsergebnissen aus dem Referenzmodell eine Absenkung der Gammadosisleistung um 0,66 % sowie der Neutronendosisleistung um 1,89 %.

Insgesamt resultiert also im Mittel inklusive der fortgepflanzten Unsicherheit der Monte-Carlo-Rechnung aus den Randbedingungen der Fertigung sowie bei der Beladung eine **Überschätzung** der Dosisleistung zur mit dem Referenzmodell bestimmten Dosisleistung. Damit ergeben sich folgende Änderungen:

- $(-12,4 \pm 1) \%$ für Gammastrahlung und
- $(-5,5 \pm 1) \%$ für Neutronenstrahlung.

7.6 Variation des axialen Abbrandprofils

In diesem Abschnitt erfolgen eine Zusammenstellung und Auswertung von axialen Abbrandprofilen für DWR-BE mit 18x18-Gitter deutscher Reaktoranlagen. Hierbei werden die Profile von Uran-, WAU- und ERU-BE zusammengefasst betrachtet sowie dieselbe Analyse für MOX-BE durchgeführt. Abschließend wird darauf eingegangen

inwiefern die Zusammenfassung der Uran- und MOX-Profile bezüglich der Dosisleistungsberechnung für die Primärgammastrahlung angemessen ist.

Die Vorgehensweise stellt sich dabei wie folgt dar: Aus der Kernverfolgung liegen Daten in Form von auf den mittleren Abbrand je Zyklus bezogenen Abbrand für 32 axiale Knoten über der aktiven Zone für insgesamt ca. 2200 Uran-, WAU- und ERU-BE vor. Für MOX-BE werden ca. 8000 Datensätze ausgewertet. Damit kann jeweils für jeden axialen Knoten das Minimum und Maximum auf den mittleren Abbrand je Zyklus und Brennstoffart bezogenen Abbrand bestimmt werden. Die resultierenden minimalen und maximalen Profile werden dann nach SAS2 übergeben und darin sowohl knotenweise die Neutronen- als auch die Gammaquellstärke für eine Einsatzzeit von 4 Zyklen, 30 Tagen Revision zwischen den Zyklen und einer Stillstandszeit von 5 Jahren bestimmt.

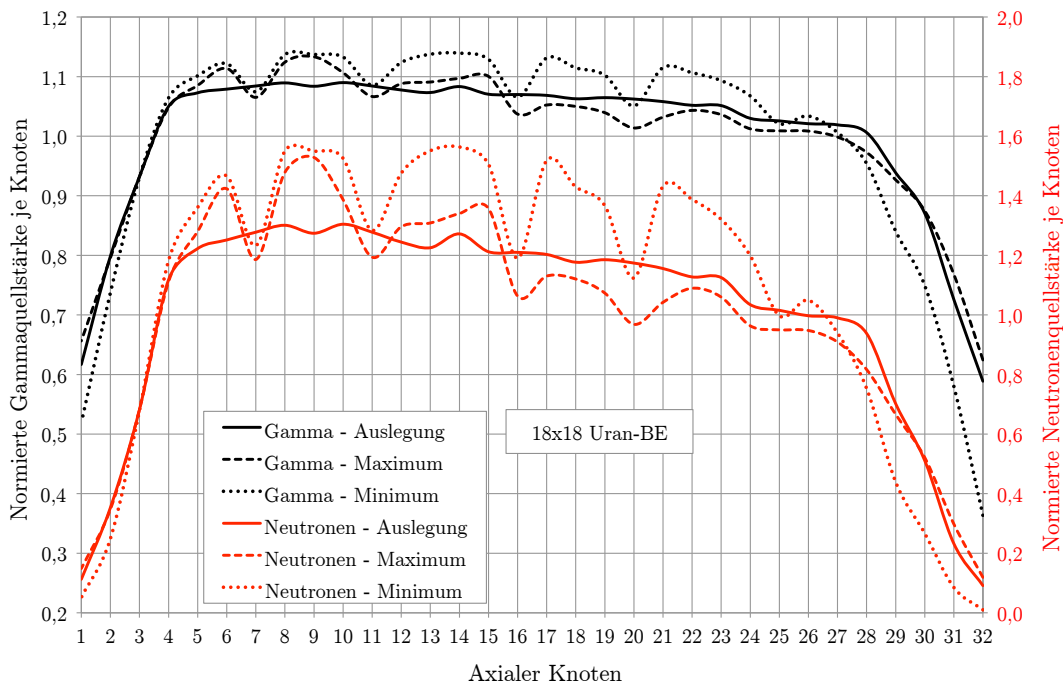
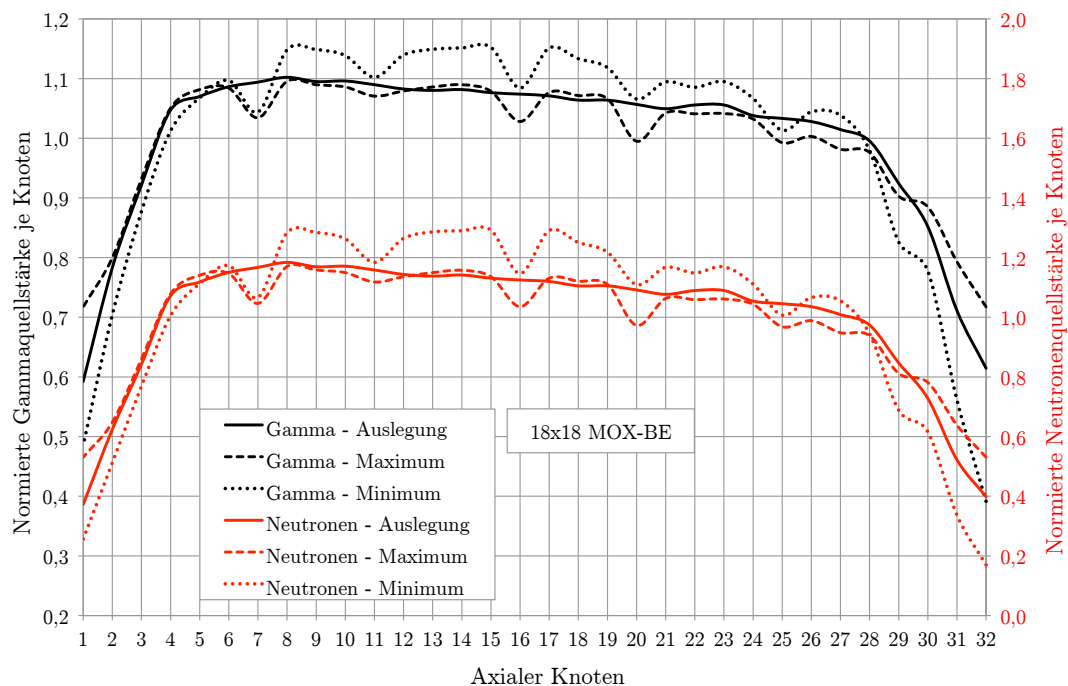


Abbildung 7.10: Normierter Quellstärke/Knoten (normiert auf dieselbe Gesamtquellstärke) für 18x18-Uran-BE

Abbildung 7.10 fasst das Ergebnis für Uran-, WAU- und ERU-BE aufgrund ihres identischen Abbrandverhaltens zusammen, wohingegen Abbildung 7.11 das axiale Quellstärkenprofil für MOX-BE darstellt. Gleichzeitig ist in beiden Abbildungen das Auslegungsprofil des Referenzmodells aufgeführt. Der Knoten mit der Nummer 1 liegt jeweils an der Unterkante der aktiven Zone. Als Resultat der direkten Proportionalität zwischen Gammaquellstärke und Abbrand spiegelt der axiale Gammaquellstärken-Verlauf das jeweils angesetzte Abbrandprofil wieder. Die Profile Maximum und Minimum repräsentieren ein Werteband der untersuchten BE, innerhalb dessen alle tatsächlichen Axialprofile liegen.



Abbildungung 7.11: Normierter Abbrand/Knoten (normiert auf dieselbe Gesamtquellstärke) für 18x18-MOX-BE

Mit den so gewonnen Profilen werden getrennt für MOX- und Uran-BE Monte-Carlo-Rechnungen zur Bestimmung der Neutronen- und der Gammadosisleistung mit dem in Abschnitt 7.1 beschriebenen Referenzmodell durchgeführt. Die Einzelbeiträge aus den 7 Gamma-Energiegruppen werden durch Skalierung mit dem zugehörigen Quellstärkevektor aus Tabelle 7.2 zur Gesamtdosisleistung überlagert. (α, n)- und Spontanspaltungsanteile (sf) der Neutronen- und Sekundärgammadosisleistung werden wie in Abschnitt 7.4 zusammengefasst (sf-QS-Anteil: 99 %).

Beladung mit Uran-BE												
Aufpunkt	Gammadosisleistung				Sek.-Gammadosisleistung				Neutronendosisleistung			
	Minimum		Maximum		Minimum		Maximum		Minimum		Maximum	
	Δ	σ_A	Δ	σ_A	Δ	σ_A	Δ	σ_A	Δ	σ_A	Δ	σ_A
D3	-32%	4%	4%	5%	-31%	2%	0%	2%	-37%	1%	11%	2%
D4	-14%	1%	1%	1%	-24%	1%	-1%	1%	-27%	1%	2%	1%
D5	5%	1%	0%	1%	3%	1%	-6%	1%	3%	1%	-6%	1%
D6	4%	1%	-1%	1%	8%	1%	-2%	1%	5%	1%	-3%	1%
D7	5%	1%	2%	1%	4%	1%	6%	1%	2%	1%	6%	1%
D8	-4%	1%	1%	1%	-4%	1%	6%	1%	-4%	1%	6%	1%
D9	-6%	6%	6%	6%	-6%	2%	6%	2%	-9%	1%	8%	1%
Mittelwert (D3 - D9)	-0,2%	0,4%	1%	0,4%	-1%	0,5%	1%	0,5%	-5%	0,4%	2%	0,4%

Tabelle 7.13: Einfluss des Abbrandprofils auf die Dosisleistung am Transport- und Lagerbehälter für Uran-BE

Beladung mit MOX-BE												
Aufpunkt	Gammadosisleistung				Sek.-Gammadosisleistung				Neutronendosisleistung			
	Minimum		Maximum		Minimum		Maximum		Minimum		Maximum	
	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
D3	-27%	4%	17%	6%	-19%	2%	15%	3%	-20%	1%	25%	2%
D4	-10%	1%	5%	1%	-10%	2%	8%	2%	-10%	1%	6%	2%
D5	4%	1%	0%	1%	3%	1%	-2%	1%	2%	1%	-2%	1%
D6	5%	1%	-1%	1%	5%	1%	-4%	1%	6%	1%	-3%	1%
D7	2%	1%	-1%	1%	-1%	1%	-6%	1%	2%	1%	-2%	1%
D8	-5%	1%	6%	1%	-6%	2%	5%	2%	-5%	1%	7%	2%
D9	-16%	5%	22%	7%	-9%	3%	15%	3%	-9%	1%	15%	2%
Mittelwert (D3 - D9)	0,1%	0,4%	1%	0,4%	-2%	1%	1%	1%	-4%	1%	6%	1%

Tabelle 7.14: Einfluss des Abbrandprofils auf die Dosisleistung am Transport- und Lagerbehälter für MOX-BE

Tabelle 7.13 und Tabelle 7.14 tragen die Ergebnisse für den jeweiligen Fall als Abweichung $\Delta = \left(\frac{DL(\text{Modifiziertes Profil})}{DL(\text{Auslegungsprofil})} - 1 \right)$ inklusive der nach Gauß fortgepflanzten Unsicherheit σ_Δ aus der Monte-Carlo-Berechnung zusammen. Es zeigt sich, dass die Variation auf die Gammadosisleistungsbeiträge mit maximal $(\pm 1 \pm 1) \%$ für Uran- und $((\pm 1) \pm 1) \%$ für MOX-BE keine Auswirkungen hat. Bei der Neutronendosisleistung treten mit $((\pm 2) \pm 0,4) \%$ für Uran- und mit $((\pm 6) \pm 1) \%$ für MOX-BE leicht höhere Abweichungen auf.

In der in Kapitel 2 vorgestellten Berechnungskette wird für die Berechnung der Dosisleistung aus der Primärgammastrahlung (7 Gamma-Energiegruppen) nicht zwischen den Brennstofftypen unterschieden. Zum Abschluss dieses Abschnitts wird untersucht inwiefern diese Vorgehensweise gerechtfertigt ist. Zur Berechnung wird das Referenzmodell sowie für die axialen Abbrandprofile die in Abbildung A.1 dargestellten Verläufe verwendet. Die Brennstoffzusammensetzung wird BE-typenabhängig analog zu der aus der Neutronentransportrechnung gewählt (vgl. Abschnitt 2.2).

Tabelle H.4 in Anhang H.2 stellt die Ergebnisse als Darstellung über die bereits eingeführte Größe Δ inklusive der fortgepflanzten Unsicherheit zusammen. Bereits innerhalb der einfachen Unsicherheit ist keine Abweichung zwischen den Modellen erkennbar. Damit können Uran- und MOX-BE für die Gammadosisleistungsbestimmung zusammengefasst werden, so wie es auch in der Praxis durchgeführt wird. Die Berechnungsvorschrift, die in Kapitel 2 vorgestellt wurde, ist damit angemessen.

Kapitel 8

Unsicherheiten aus der Abbrandrechnung bei der Bestimmung der Quellstärke

Die Berechnung von radioaktiven Inventaren abgebrannter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren (LWR) erfolgt durch Abbrandprogramme, die auf Wirkungsquerschnitte, Neutronenflussdichten und Leistungsgeschichten zurückgreifen, die basierend auf der Reaktorfahrweise hergeleitet und verarbeitet werden. Daher bedarf es einer Validierung der internen Verarbeitungsabläufe und der Datenbereitstellungsprozesse anhand von Experimenten und Parameteruntersuchungen. Ziel dieses Kapitels ist es, das Programm SAS2 (1D-Abbrandcode) anhand von Bestrahlungs- und Nachuntersuchungsdaten aus einer Messreihe, die in [55], [56] und [57] vorgestellt wurde und in dieser Arbeit neu aufbereitet wird, zu validieren. Da für die Nachberechnung der Proben aber die exakte Abbildung des BEs und dessen Umgebung erforderlich ist, ist eine direkte Validierung von SAS2 nicht möglich. Deshalb wird zunächst die Unsicherheit zwischen SAS2 und TRITON (2D-Gittercode) bestimmt (Abschnitt 8.1). In Abschnitt 8.2 wird dann die Abweichung zwischen den mit TRITON berechneten und experimentellen Daten aus einem Projekt zur Abbrandbestimmung quantifiziert, um dann auf die Abweichung zwischen SAS2 und experimentellen Daten schließen zu können. Abschließend werden in Abschnitt 8.3 die Unsicherheiten, die sich aus den Annahmen der Randbedingungen bei der Abbrandrechnung ergeben, diskutiert.

8.1 Vergleich von SAS2 und TRITON

Dieser Abschnitt beschreibt und bewertet die methodischen Unsicherheiten bei der Berechnung von Aktivitätsinventaren und Strahlungsquellen abgebrannter DWR-BE, die im generischen Programmvergleich von SAS2 und TRITON auftreten. Die vergleichenden Abbrandrechnungen werden für DWR-Brennelemente mit UO_2 - und MOX-Brennstoff durchgeführt.

Parameter	Einheit	18x18-24		18x18-24-4	
Brennelement					
BE-Typ	-	DWR		DWR	
Brennstoff	-	UO ₂		MOX	
Brennstoffdichte	g/cm ³	10,5		10,5	
Brennstabgitterabstand (Pitch)	mm	12,7		12,7	
Brennstäbe					
Anzahl Uran-Stäbe pro BE	-	300		-	
Anzahl MOX-Stäbe pro BE	-	-		296	
Pelletdurchmesser	mm	8,05		8,05	
Hüllrohrinnendurchmesser	mm	8,22		8,22	
Hüllrohraussendurchmesser	mm	9,50		9,50	
Brennstoffzusammensetzung					
²³⁵ U	Gew.-%	4,0	4,4	0,72	0,72
Pu _{ges} -Gehalt	Gew.-%	-	-	4,0	4,75
²³⁸ Pu	Gew.-%	-		0,0	
²³⁹ Pu	Gew.-%	-		63,8	
²⁴⁰ Pu	Gew.-%	-		22,4	
²⁴¹ Pu	Gew.-%	-		9,7	
²⁴² Pu	Gew.-%	-		4,1	
Abbrandparameter					
Abbrand	GWd/t _{SM}	50	65	50	65
Moderator	-	Wasser		Wasser	
Borkonzentration im Moderator	ppm	500		500	
Moderatordichte	g/cm ³	0,7		0,7	
Brennstofftemperatur	K	840		840	
Hüllrohrtemperatur	K	620		620	
Moderatortemperatur	K	560		560	
spezifische Leistung	MW/t _{SM}	40		40	
Revisionszeit zwischen den Zyklen	d	0		0	
Abklingzeit	a	5		5	

Tabelle 8.1: Brennelementdaten und Parameter für die Abbrandrechnungen

Die relevanten Brennelementdaten sind in Tabelle 8.1 zusammengestellt. Für Uran-BE wird ein Brennelement mit quadratischem 18x18-Brennstabgitter und 24 Steuerstabführungsrohren (18x18-24) verwendet. Das entsprechende MOX-Brennelement hat zusätzlich vier Wasserstäbe in der Mitte des Brennstabgitters (18x18-24-4). Die Brennelementgitter sind in Abbildung 8.1 schematisch dargestellt. Die Rechenparameter zur Bestimmung des Abbrandgeschehens sind ebenfalls in Tabelle 8.1 zusammengestellt. Im Brennelementgitter wird als Moderator boriertes Wasser mit einer über dem Abbrandzeitraum konstanten mittleren Borkonzentration von 500 ppm und einer über die aktive Zone gemittelten Dichte von 0,7 g/cm³ verwendet. Die spezifische Leistung beträgt 40 MW/t_{SM}. Der Zielabbrand wird durch Einstellung der entsprechenden Bestrahlungsdauer erreicht. Die Zeit des Reaktorstillstands zwischen den Zyklen wird

nicht berücksichtigt. Der Vergleich umfasst zwei Abbrandstufen, die sich lediglich durch die Anfangsspaltstoffgehalte unterscheiden. Aktivierungen in den Strukturmaterialien werden nicht in diese Analyse einbezogen.

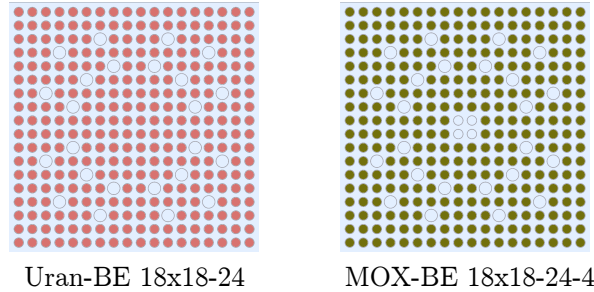


Abbildung 8.1: Brennelementgitter

Im nachfolgenden Absatz werden die Ergebnisse zur Bewertung der Repräsentation relevanter Größen für die Bestimmung der radioaktiven Inventare sowie der Strahlungsquellen vorgestellt. Die Abweichungen Δ werden entsprechend der folgenden Berechnungsvorschrift abgeleitet:

$$\Delta = \frac{\text{Wert}(\text{TRITON})}{\text{Referenzwert}(\text{SAS2})} - 1 \quad (8.1)$$

Somit weisen negative Werte für Δ auf eine Überschreitung und positive auf eine Unterschreitung der SAS-Ergebnisse durch TRITON hin. Als Referenzwerte dienen die Ergebnisse der SAS2-Abbrandrechnung auf Basis der 44-Gruppen-Wirkungsquerschnittsbibliothek und einer Resonanzbehandlung durch die Kombination BONAMI/NITAWL. TRITON verwendet die gleiche Wirkungsquerschnittsbasis und die gleiche Resonanzbehandlung. Die Ergebnisse der Abbrandberechnungen der betrachteten Abbrandprogramme sind für Uran- und MOX-Brennstoff in Tabelle 8.2 basierend auf den typischen 5 Jahre Abklingzeit vor der Behälterbeladung gegenübergestellt. Mit wenigen Ausnahmen zeigen die erzielten Resultate eine sehr gute Übereinstimmung mit den SAS2-Werten. Diese Beobachtung ist unabhängig sowohl vom Brennstofftyp als auch vom Abbrand.

Für die Neutronenquellstärke (NQS) von Uranbrennstoff werden mit TRITON maximal **1,5 %** höhere Werte berechnet. Bei MOX-Brennstoff liefert SAS2 mit bis zu 0,6 % im Vergleich leicht höhere NQS. Die Gammaquellstärke (GQS) wird von SAS2 in nahezu allen betrachteten Energiegruppen (angegeben ist die mittlere Energie der Energiegruppe) konservativ bestimmt. Auffallend sind die Energiegruppen 1,75 MeV und 2,23 MeV. Hier liefert SAS maximal 7 % bei Uran- und 0,6 % bei MOX-BE niedrigere Werte. Betrachtet man die Gesamtgammaquellstärke entsprechend der typischen

Gewichtung der einzelnen Energiegruppen (siehe hierzu Tabelle 7.2) im Vergleich, so zeigt sich, dass SAS die Gammaquellstärke abbbrand- und brennstoffunabhängig insgesamt mit **2 %** höheren Werten berechnet als TRITON.

Abbrand		50 GWd/t _{SM}		65 GWd/t _{SM}	
Brennstofftyp		Uran	MOX	Uran	MOX
NQS		1,5%	-0,4%	0,2%	-0,6%
GQS					
mittlere Gruppen- energie, MeV	0,575	-2,2%	-2,2%	-2,2%	-2,2%
	0,86	-0,5%	-0,8%	-0,7%	-0,8%
	1,25	-0,1%	-1,5%	-0,1%	-1,7%
	1,75	4,2%	-0,1%	5,4%	0,2%
	2,25	5,2%	0,2%	7,0%	0,6%
	2,75	-0,3%	-0,4%	-0,4%	-0,4%
gesamt ¹⁾		-1,8%	-1,9%	-1,8%	-1,9%

¹⁾ bei Gewichtung mit einem für den jeweiligen Brennstoff typischen Quellstärkevektor

Tabelle 8.2: Abweichungen von TRITON zu SAS2 für Uran- und MOX-BE in Abhängigkeit vom Zielabbrand (5 Jahre Abklingzeit)

8.2 Validierung von TRITON für Hochabbrand mit experimentellen Daten

Die Bewertung der Abweichungen zwischen Messung und Rechnung in diesem Abschnitt erfolgt vor dem Hintergrund, dass auf Basis der Ergebnisse des hier validierten Abbrandprogramms eine zuverlässige Aussage darüber getroffen werden soll, wie hoch die methodisch bedingte Unsicherheit zur Berechnung der Quellterme in der Rechenkette (Abschnitt 2.2) zur Bestimmung der Dosisleistung an einem Transport- und Lagerbehälter für DWR-BE ist.

Bei der Beladeplanung werden zur Einhaltung der Schutzziele am TLB (vgl. Abschnitt 2.1) im Wesentlichen folgende Angaben zum Inventar, die aus den für jedes Brennelement durchgeführten Abbrandrechnungen abzuleiten sind, betrachtet:

- A Neutronenquellstärke,
- B Gammaquellstärke in 7 Energiegruppen,
- C Nachzerfallsleistung (NZL),
- D Spaltgasmengen (H, He, Kr, I, Xe),
- E Aktivität von gasförmigen (³H, ⁸⁵Kr, ¹²⁹I) oder flüchtigen Nukliden (¹⁰⁶Ru, ¹²⁵Sb, ^{125m}Te, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs).

Im Rahmen dieser Arbeit liegt der Fokus auf der Bestimmung der Quellterme, d. h. den Punkten A und B. Die Validierung des Programmsystems TRITON erfolgt anhand von Bestrahlungs- und Nachuntersuchungsdaten aus dem in [55] und [56] sowie in [57] vorgestellten Projekt. Das Projekt wird gemeinsam vom Paul Scherrer Institut (PSI) und den schweizerischen Kernkraftwerksbetreibern sowie Beiträgen der Aare-Tessin AG für Elektrizität (ATEL) durchgeführt. Zusätzlich werden vom PSI mit dem Programmsystem CASMO-4E erzielte Ergebnisse (vgl. [56]) den hier ermittelten Resultaten gegenüber gestellt, um einen Vergleich zu Berechnungen anderer Gruppen zu erhalten.

Im Projekt wurden Actiniden- und Spaltproduktinventare für 59 Nuklide anhand von neun bestrahlten Urandioxid-Proben (UOX) mit Abbränden zwischen 37 GWd/t und 120 GWd/t und vier Uran-Plutonium-Mischoxid-Proben (MOX) mit Abbränden zwischen 21 GWd/t und 73 GWd/t messtechnisch bestimmt. Zwei UOX-Proben stammen aus dem Siedewasserreaktor (SWR), während alle weiteren Proben in einem Druckwasserreaktor (DWR) bestrahlt wurden. Die Nachuntersuchungen sowie die Nuklidbestimmungen erfolgten in den Heißen Labors des PSI. Im Rahmen der Zielsetzung dieser Arbeit werden lediglich die DWR-Proben ausgewertet. In allen nachfolgenden Abschnitten erhalten die sieben UOX-Proben die Probenkennungen P-U01 bis P-U07 sowie die MOX-Proben die Kennungen P-M01 bis P-M04.

8.2.1 Basisdaten

Der den Betrachtungen dieses Abschnitts zu Grunde liegende Probenabbrand wird aus der radiochemisch bestimmten ^{148}Nd -Konzentration abgeleitet. In der zugehörigen relativen Unsicherheit von bis zu 3 % sind die Unsicherheiten der radiochemischen Analyse sowie die Datenunsicherheiten der zur Ableitung notwendigen Fission-Yields enthalten, d. h. die Abbrandangaben sind mit einer Schwankungsbreite von $\pm 0,5$ GWd/t bei niedrigen und $\pm 2,5$ GWd/t bei hohen Abbränden behaftet.

Zum Erreichen der zum Teil sehr hohen Probenabbrände wurden die Brennstäbe (BS) mit den Proben aus den BE entnommen und in andere BE mit zum Teil erheblich geringerem BE-Abbrand wieder eingesetzt, so dass maximal bis zu vier Probenumsetzungen durchgeführt wurden. Bei Erreichen des Zielabbrands der Probe wurden aus den abgebrannten Brennelementen einzelne Brennstäbe entnommen und für weiterführende Reaktivitätsexperimente im Rahmen des Projekts 400 mm lange BS-Abschnitte herausgeschnitten. Die Proben wurden aus den Bereichen des BS entnommen, die einen geringen Abbrandgradienten aufwiesen, d. h. nicht aus den Endbereichen. Einige Proben bestehen aus zwei Teilen, die sich jeweils ober- bzw. unterhalb eines Abstandshalters befanden. Für die radiochemische Analyse zur Bestimmung der Nuklidkonzentrationen

wurden unter- oder oberhalb der BS-Abschnitte, die zur Bestrahlung weiterverwendet werden sollen, Proben von der Größe eines BS Pellets entnommen.

Das betrachtete DWR-Core enthält 177 BE. Die BS sind in einem 15x15 Brennstoffgitter angeordnet, wobei 205 (UOX) bzw. 204 (MOX) der verfügbaren Positionen durch BS und 20 Positionen von Steuerstabführungsrohren oder Instrumentierungsrohren besetzt sind. Die MOX-BE enthalten ein zusätzliches Wasserrohr (ein leeres Hüllrohr) in der Mitte (Abbildung 8.2). Alle UOX-Proben im DWR-Core weisen eine Anreicherung von 3,5 Gew.-% ^{235}U auf. Lediglich Probe 6 (P-U06) hat eine Anreicherung von 4,1 Gew.-% ^{235}U . Die MOX-BE weisen im Gegensatz zu der homogenen Anreicherungsverteilung im BE eine heterogene Anreicherungsverteilung entsprechend Abbildung 8.2 auf. Bei den MOX-Proben variierten die Anreicherungen zwischen 2,6 Gew.-% und 5,5 Gew.-% Pu_{fiss} .

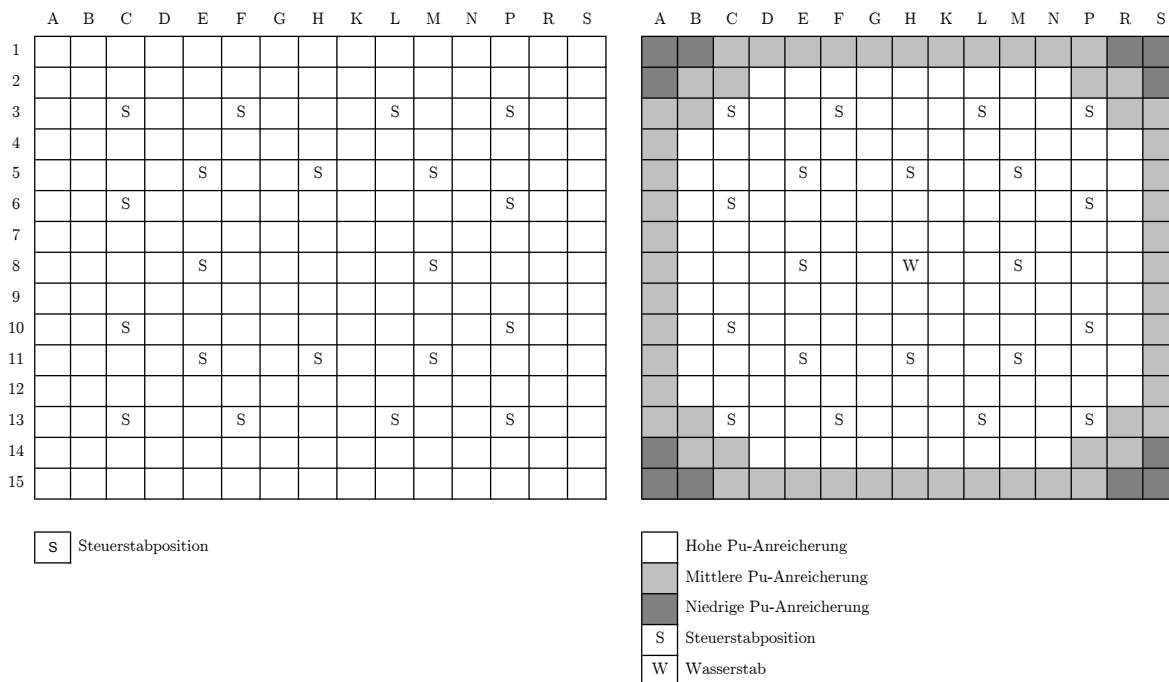


Abbildung 8.2: UOX-BE-Gitter (links) und MOX-BE-Gitter (rechts) mit drei Anreicherungsstufen für den betrachteten DWR-Reaktortyp

8.2.2 Messdaten - radiochemische Analysen

Tabelle 8.3 enthält eine Zusammenstellung aller 59 im Projekt experimentell ermittelten Nuklide sowie deren Halbwertszeiten. Die Messunsicherheiten (eine Standardabweichung der Messungen) wurden bei der radiochemischen Analyse jeder Probe gesondert ermittelt. Insgesamt waren die Messunsicherheiten mit zumeist weniger als 1 % sehr

gering. Dies trifft insbesondere auf die für die spätere Auswertung relevanten Nuklide (in grau hinterlegt) zu. Sie sind ausgewählt worden, da sie einen direkten Einfluss auf die Nachzerfallsleistung und die nach dem Abbrand resultierende Quellstärke haben. Damit sind sie im Zusammenhang mit der Zwischenlagerung von abgebrannten BE sowie im Hinblick auf die Prognose der Brennstoffzusammensetzung bei der Beladung von Transport- und Lagerbehältern wichtig.

Nuklid			Nuklid			Nuklid			Nuklid		
Nuklid			Nuklid			Nuklid			Nuklid		
1	U-234	2,46E+05	18	Cm-245	8,50E+03	35	Nd-142	stabil	52	Eu-154	8,80
2	U-235	7,04E+08	19	Cm-246	4,73E+03	36	Nd-143	stabil	53	Eu-155	4,76
3	U-236	2,34E+07	20	Ru-106	373,6 d	37	Nd-144	stabil	54	Gd-154	stabil
4	U-238	4,47E+09	21	Sb-125	2,76	38	Nd-145	stabil	55	Gd-155	stabil
5	Pu-238	87,74	22	Ce-144	284,8 d	39	Nd-146	stabil	56	Gd-156	stabil
6	Pu-239	2,41E+04	23	Mo-95	stabil	40	Nd-148	stabil	57	Gd-157	stabil
7	Pu-240	6,56E+03	24	Tc-99	2,11E+05	41	Nd-150	stabil	58	Gd-158	stabil
8	Pu-241	14,35	25	Ru-101	stabil	42	Pm-147	2,62E+00	59	Gd-160	stabil
9	Pu-242	3,75E+05	26	Rh-103	stabil	43	Sm-147	stabil	HWZ: Halbwertszeit		
10	Pu-244	8,00E+07	27	Ag-109	stabil	44	Sm-148	stabil			
11	Np-237	2,14E+06	28	Sr-86	stabil	45	Sm-149	stabil			
12	Am-241	432,2	29	Sr-88	stabil	46	Sm-150	stabil			
13	Am-242m	141	30	Sr-90	28,6	47	Sm-151	9,30E+01			
14	Am-243	7,37E+03	31	Cs-133	stabil	48	Sm-152	stabil			
15	Cm-242	162,9 d	32	Cs-134	2,06	49	Sm-154	stabil			
16	Cm-243	29,1	33	Cs-135	2,00E+06	50	Eu-151	stabil			
17	Cm-244	18,1	34	Cs-137	3,02E+01	51	Eu-153	stabil			

Tabelle 8.3: Zusammenstellung der messtechnisch bestimmten Nuklide

8.2.3 Abbrandgeschichte und Modellierung

Die Abbrandgeschichte der DWR-Proben beruhen auf Simulationsrechnungen der Reaktorzyklen durch den Brennstofflieferanten mit seinem 3D-Core-Simulator und anschließender Rekonstruktion der stabweisen Leistungs- und Abbrandverteilung. Neben diesen probenaufgelösten Werten liegen außerdem für die betreffenden axialen Knoten die über den BE-Querschnitt gemittelten Zustandsparameter spezifische Leistung, Abbrand, Wasserdichte, Wasser- und Brennstofftemperatur sowie die Borkonzentration zu Beginn des Zyklus (BoB), nach 6 Tagen (Xe-Gleichgewicht), nach 150 Tagen ungefähr zur Mitte des Zyklus (MoB) und zum Ende des Zyklus vor.

Betrachtet man die mit dem Core-Verfolgungsprogramm berechneten Probenabbrände und vergleicht diese mit den aus den chemischen Analysen aus dem Leitnuklid ^{148}Nd abgeleiteten, so wird deutlich, dass der berechnete Abbrand bei fast allen Proben ge-

ringer als der gemessene Abbrand ist. Um für den rechnerischen Vergleich mit den gemessenen Nuklidkonzentrationen sinnvolle Werte zu erhalten, werden bei den Berechnungen die Probenabbrände jeweils auf den gemessenen Abbrand skaliert. Für die Abbrandberechnungen werden die Zustandsparameter axial über alle Knoten, über die sich die 40 cm hohe Probe erstreckt, gemittelt. Die Beginn- und Endzeitpunkte der relevanten Abbrandzyklen im DWR werden entsprechend der dokumentierten Einsatzgeschichte berücksichtigt. Die Proben mit hohen Abbränden werden zum Teil mehrfach in andere BE umgesetzt. Die die Proben aufnehmenden BE werden in einer separaten Berechnung bis zu dem entsprechenden mittleren BE-Abbrand abgebrannt und dann die Probe an der entsprechenden Gitterposition eingesetzt. Bei randständigen Proben ist es erforderlich, die die Proben umgebenden BE zur Berücksichtigung des lokalen Neutronenspektrums mit in die Analyse einzubeziehen. Dazu werden die benachbarten BE ebenfalls in separaten Berechnungen bis zu dem entsprechenden mittleren BE-Abbrand abgebrannt und ins Berechnungsmodell einbezogen.

Für die TRITON-Berechnungen wird eine reflektierte $\frac{1}{4}$ -Symmetrie des BE modelliert. Bei randständigen Proben wird eine 2x2 Matrix von $\frac{1}{4}$ -symmetrischen BE modelliert, wobei der entsprechende Abbrandzustand der Nachbar-BE berücksichtigt wird. Die Berechnungen werden auf den Probenabbrand normiert, für die spezifische Leistung und den Abbrand werden die probenbezogenen Werte verwendet. Die anderen Zustandsparameter werden aus den über den BE-Querschnitt gemittelten Werten abgeleitet. Die Brennstoff-, Moderatortemperatur und Moderatordichte werden über den gesamten Reaktorzyklus gemittelt. Die Borkonzentration wird von einem Startwert zu BoB linear auf 0 ppm gegen Zyklusende abgesenkt.

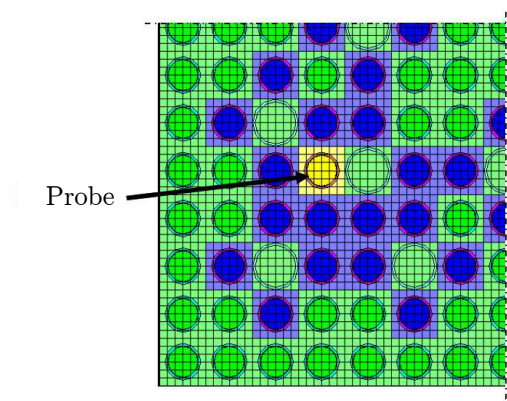


Abbildung 8.3: DWR-BE-Modell in TRITON (vgl. [56])

Das Umsetzen einer Probe wird mit TRITON modelliert, indem die Kernzahldichten des Materials der umzusetzenden Probe nach dem Abbrand des BE dem Probenmaterial an der neuen Position im die Probe aufnehmenden BE zugeordnet wird. Dabei muss

zum Erreichen des Zielabbrandes der Probe die spezifische Leistung so skaliert werden, dass sie mit der Schwermetallmasse der unbestrahlten Probe im Anfangszustand korreliert. Eine vergleichbare Vorgehensweise ist erforderlich, wenn die benachbarten BE eines die Probe enthaltenen BE umgesetzt werden.

8.2.4 Gemittelte Ergebnisse nach Brennstofftyp

In diesem Abschnitt werden die Ergebnisse der Berechnungen im Vergleich zu den Ergebnissen aus den radiochemischen Analysen detailliert dargestellt. Hierbei wird die Nuklidauswahl auf die in Abschnitt 8.2.2 markierten Nuklide beschränkt, da diese für die weiteren Bewertungen relevant sind. Alle Darstellungen verwenden die relative Abweichung der berechneten Nuklidkonzentrationen zu den gemessenen entsprechend

$$\Delta = \frac{\text{Rechenwert}}{\text{Messwert}} - 1 = \frac{R}{M} - 1 \quad \text{oder den Quotienten} \quad (8.2)$$

$$\delta = \frac{\text{Rechenwert}}{\text{Messwert}} = \frac{R}{M}, \quad (8.3)$$

um die Veränderung gegenüber dem Bezugswert 100 % zu verdeutlichen. Als Bezugswerte werden die in [55] und [56] sowie in [57] bereits vorgestellten Messwerte herangezogen und detailliert aufbereitet, wobei die auf die Brennstoffmasse bezogenen Messwerte (mg/g UOX oder mg/g MOX) noch auf die ebenfalls gemessene Uranmasse umgerechnet werden. Verglichen werden also Messwerte und Rechenwerte in der Einheit mg/g Uran. Diese Vorgehensweise ist erforderlich, da CASMO nur einen begrenzten Umfang an Nukliden im Rahmen der Abbrandberechnungen betrachtet und so der Bezug auf die Uranmasse die einzige Möglichkeit für die Programmvalidierung darstellt.

Obwohl die Probe P-U07 mit einem Abbrand von ca. 120 GWd/t weit über dem für Beladungen von Transport- und Lagerbehältern relevanten mittleren BE-Abbrand liegt, wird sie dargestellt und in den Analysen berücksichtigt, um zu verdeutlichen, dass selbst extrem hoch abgebrannte BE mit akzeptablen Unsicherheitsbandbreiten rechnerisch nachvollzogen werden können.

Die Ergebnisdarstellungen umfassen die Berechnungsmethode TRITON in Abhängigkeit von der Anzahl der Neutronengruppen in den verwendeten Wirkungsquerschnittsbibliotheken. Im Folgenden werden diese Fälle für TRITON sowohl mit der 44-, als auch der 238-Gruppenbibliothek nach ENDF/B-V berechnet. Zusätzlich ist der Vergleich zu Berechnungsergebnissen aus dem PSI mit CASMO4-E (C4E) angeführt, ohne diese im Detail zu diskutieren.

Im Rahmen einer genauen Analyse wurden die Mess- mit den Rechenwerten sowohl

nuklid-, als auch probenweise verglichen. Da aber diese Auswertungen für die Zielsetzung dieser Arbeit unbedeutend sind, werden sie hier nicht näher diskutiert. Vielmehr werden hier die integralen Vergleiche nach Brennstofftyp (UOX, MOX) vorgestellt. Diese können herangezogen werden, um die Genauigkeit der Vorhersage der Nuklidzusammensetzung eines BE zu beschreiben, da die hier untersuchten Probenpositionen -unter Einbeziehung von Symmetrien im BE-Gitter- praktisch alle BS-Positionen repräsentativ abdecken. Die dargestellten Ergebnisse sind charakteristisch für DWR-BE.

Die folgenden Darstellungen verdeutlichen die Mittelwerte aller Rechnungen, die zu einer Probengruppe zusammengefasst werden, bezogen auf den Mittelwert der zugehörigen Messungen. Die ebenfalls eingetragenen Unsicherheitsbalken repräsentieren die Standardabweichungen des Mittelwertes der Berechnungen und verdeutlichen damit deren Streuung.

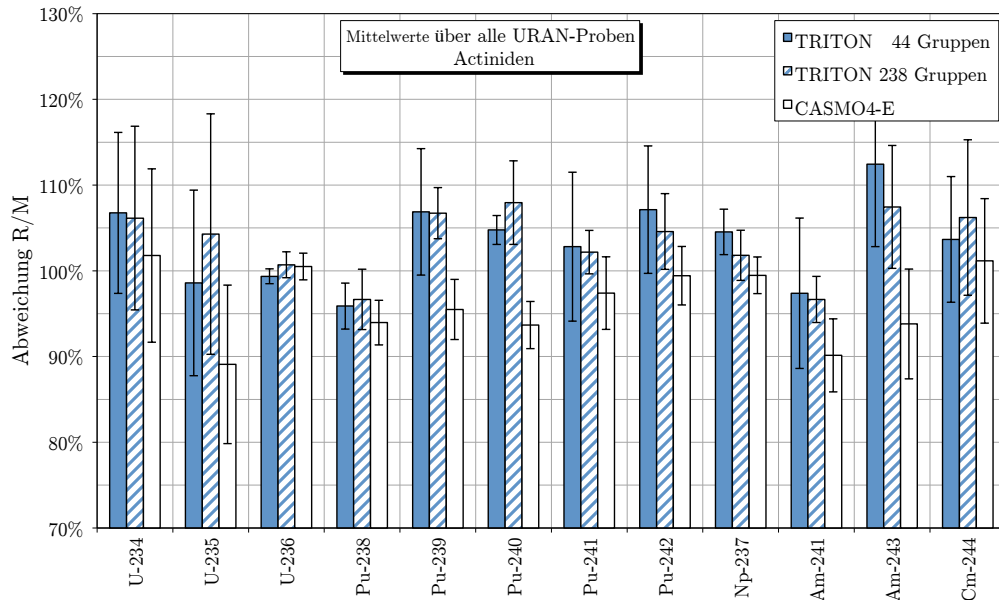


Abbildung 8.4: Abweichungen zwischen Rechnung und Messung für Uran-Proben (Actiniden) [56]

Die Mittelwerte der Actiniden für alle **Uran-Proben** (Abbildung 8.4) verdeutlichen eine Zuverlässigkeit der rechnerischen Simulationen mit Unsicherheiten von ca. $\pm 5\%$ und damit eine ausgezeichnete Übereinstimmung von Messung und Rechnung. Dies ist umso bemerkenswerter, da auch die höheren Actiniden, insbesondere ^{244}Cm als dominante Neutronenquelle im bestrahlten BE, in diesem engen Unsicherheitsband liegen. Auffallend ist die starke Streuung bei den Ergebnissen für ^{235}U . Bei den Spaltprodukten (Abbildung 8.5) ist mit Ausnahme von ^{155}Eu und ^{155}Gd stets eine Überschätzung der Messwerte durch die Berechnungen festzustellen, so dass hier eine konservative Berechnung der Inventare zu erwarten ist. Insbesondere bei den Nukliden ^{95}Mo und ^{109}Ag

sind vergleichsweise große Abweichungen von ca. 50 % zu beobachten. Mit Ausnahme von Nukliden mit typischerweise niedrigen Konzentrationen liegen die Standardabweichungen der Rechenwerte in einem engen Bereich von ca. 5 %.

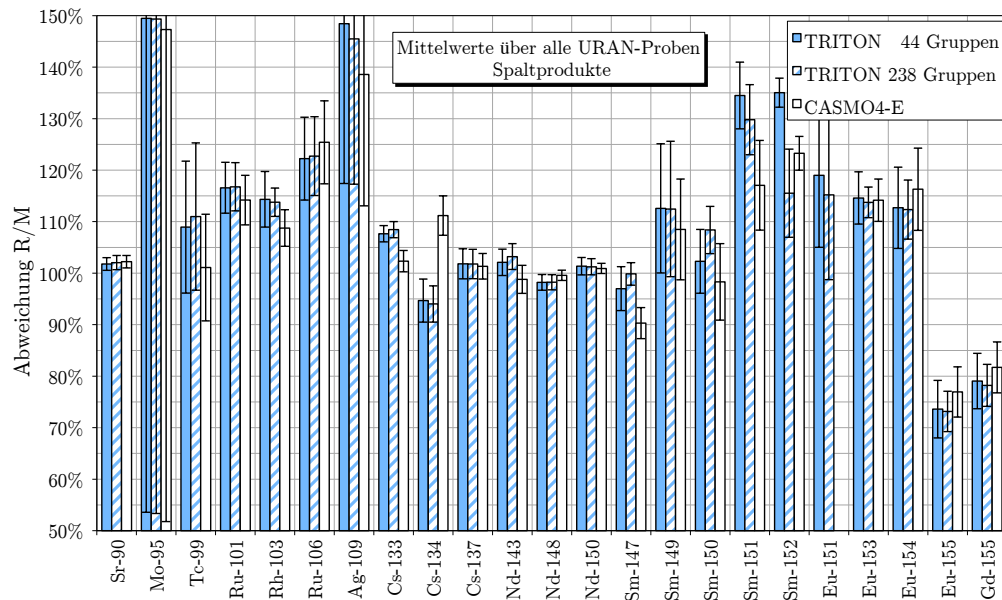


Abbildung 8.5: Abweichungen zwischen Rechnung und Messung für Uran-Proben (Spaltprodukte) [56]

Für alle Uran-Proben können demnach generell folgende Unsicherheitsbandbreiten festgehalten werden:

- relevante Actiniden $\pm 5\%$, mit Ausnahme von ^{234}U , ^{238}Pu und ^{243}Am mit $\pm 10\%$,
- relevante Spaltprodukte ($^{+20}_{-0}\%$) mit Ausnahme von ^{95}Mo , ^{109}Ag , ^{134}Cs , ^{155}Eu und ^{155}Gd -155, die deutlich größere Abweichungen aufzeigen,
- Standardabweichung der o. g. Mittelwerte ca. 5 %, mit Ausnahme ^{234}U , ^{235}U und ^{243}Am ca. 10 %.

Die Mittelwerte der Actiniden für alle **MOX-Proben** (Abbildung 8.6) verdeutlichen ebenfalls eine Zuverlässigkeit der rechnerischen Simulationen mit Unsicherheiten von ca. $\pm 5\%$ bis $\pm 10\%$ und damit eine ausgezeichnete Übereinstimmung von Messung und Rechnung. Vergleichsweise große Abweichungen sind für ^{234}U zu beobachten, die sehr wahrscheinlich aus der unzureichenden Angabe der Brennstoffzusammensetzung abzuleiten sind. Aufgrund der gegenüber UOX-Brennstoffen höheren Konzentrationen der Aufbauprodukte des Urans sind bei den MOX-Proben durchweg geringere Standardabweichungen zu beobachten. Die rechnerische Abbildung der Spaltproduktkonzentrationen (Abbildung 8.7) zeigt das gleiche Bild wie bei den Uranproben, wobei allerdings die Abweichungen für ^{95}Mo etwas niedriger und die Abweichungen für ^{109}Ag deutlich höher ausfallen.

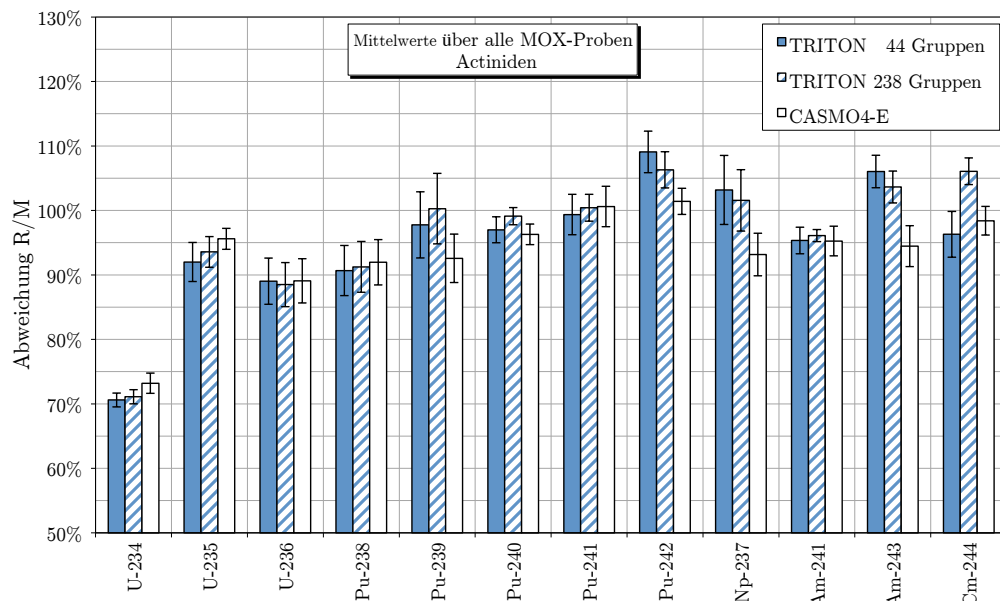


Abbildung 8.6: Abweichungen zwischen Rechnung und Messung für MOX-Proben (Actiniden) [56]

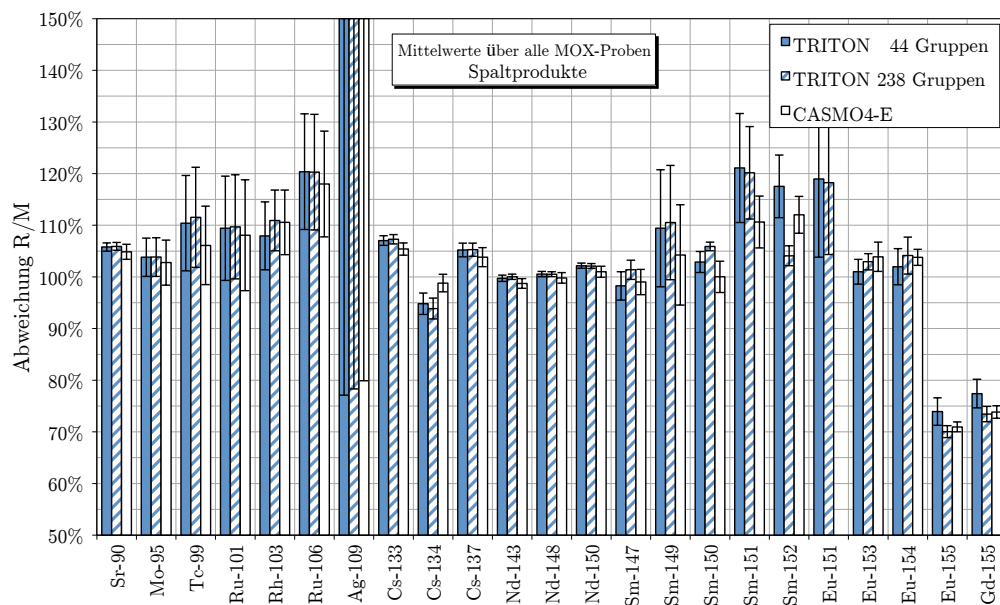


Abbildung 8.7: Abweichungen zwischen Rechnung und Messung für MOX-Proben (Spaltprodukte) [56]

Für alle MOX-Proben können demnach generell folgende Unsicherheitsbandbreiten festgehalten werden:

- relevante Actiniden $\pm 5\%$ bis $\pm 10\%$, mit Ausnahme von ^{234}U mit 30% ,
- relevante Spaltprodukte ($^{+20}_{-0}\%$) mit Ausnahme von ^{109}Ag , ^{134}Cs , ^{155}Eu und ^{155}Gd , die deutlich größere Abweichungen aufzeigen,
- Standardabweichung der o. g. Mittelwerte 5% bis 10% .

Stellt man die Mittelwerte für Actiniden und Spaltprodukte über alle Proben des Projekts zusammen, so wird das Ergebnis, das zuvor bei der brennstoffweisen Diskussion beobachtet wurde, widergespiegelt: Tendenziell unterschätzen die Rechnungen einzelne Actiniden um bis zu 10 % gegenüber den Messungen während die Spaltprodukte mit wenigen Ausnahmen teils sehr deutlich überschätzt werden.

8.2.5 Einfluss von Variationen bei der Modellierung

In den TRITON-Rechnungen wird zur Resonanzbehandlung der Wirkungsquerschnitte standardmäßig die Kombination BONAMI/NITAWL verwendet (vgl. Abschnitt 3.2.4). Alternativ wird die Kombination BONAMI/CENTRM/PMC bei den MOX-Proben P-M01/03 in Kombination mit der 238-Gruppen-ENDF/B-V-Bibliothek, der 238-Gruppen-ENDF/B-VI-Bibliothek und/oder der 238-Gruppen-ENDF/B-VII-Bibliothek untersucht, da bei diesen Proben ggf. durch Überlagerung von Resonanzen relevante gegenseitige Beeinflussungen vorliegen können. Es treten zwischen den beiden Resonanzbehandlungen zum einen mit steigendem Abbrand deutlicher werdende Unterschiede in den Nuklidkonzentrationen auf, insbesondere für ^{235}U , ^{239}Pu , ^{242}Pu und ^{244}Cm . Zum anderen tendieren die mit BONAMI/CENTRM/PMC ermittelten Resultate zur geringeren Abweichungen von den Messwerten als die mit BONAMI/NITAWL bestimmten. Zwischen den Wirkungsquerschnittsevaluierungen ist diesbezüglich kein bemerkenswerter Unterschied festzustellen. Insgesamt bleiben die Auswirkungen unbedeutend.

Aus der Energiegruppenstruktur der Wirkungsquerschnittsbibliotheken kann ein relevanter Einfluss ($> 5\%$ Abweichung) wenn überhaupt nur für hohe Abbrände bei den höheren Actiniden (Am, Cm), und dort insbesondere bei den MOX-Proben, festgestellt werden.

8.2.6 Bewertung der Ergebnisse

Nachdem nun die Genauigkeit der Vorhersage der Nuklidzusammensetzung eines BE und die zugehörigen Sensitivitäten quantifiziert wurden, können daraus makroskopische Größen abgeleitet und deren Abweichung zum Messwert bestimmt werden.

Die Beladeplanung für TLB beruht auf dem Vergleich der makroskopischen Größen Neutronenquellstärke, Gammaquellstärke und Nachzerfallsleistung einzelner BE mit zulässigen Werten (vgl. Abschnitt 2.1). Für diese Arbeit relevant sind die erstgenannten. Um einen Vergleich auf Basis des zu jeder Probe eingeschränkten Nuklidvektors zu ermöglichen, werden die relevanten Vergleichsgrößen für jede Probe unter Verwendung der Messwerte und der rechnerisch bestimmten Nuklidkonzentrationen mit Hilfe von ORIGEN-S (vgl. Abschnitt 3.2.3) bestimmt. Die Zusammenfassung der energiegruppenweisen Gammaquellstärken erfolgt unter Zuhilfenahme repräsentativer Nor-

mierungsquellstärken, die eine Bewertung der Bedeutung der Gamma-Energiegruppen für die Abschirmung am TLB enthalten und im Wesentlichen als Gewichte normiert dem in Tabelle 7.3 in Abschnitt 7.2 vorgestellten Vektor entsprechen. Die Berechnung der bewerteten Gammaquellstärke erfolgt dann nach:

$$S = \sum_{\text{Gruppe } i} \frac{Q_i}{Q_{R,i}} , \quad (8.4)$$

mit Q_i der Gammaquellstärke in Energiegruppe i , $Q_{R,i}$ der Normierungsquellstärke in Energiegruppe i , so dass auch hier der Vergleich eines einzelnen Zahlenwertes möglich wird.

Die Ergebnisse sind sowohl probenweise, als auch als mittlere Abweichungen für alle Proben des Projekts in Abbildung 8.8 in Abhängigkeit von Programmsystem und Wirkungsquerschnittsbibliothek dargestellt. Zusätzlich sind die Standardabweichungen der Mittelwerte aufgetragen, so dass die Schwankungsbreiten innerhalb der einzelnen Vergleichssituationen deutlich werden.

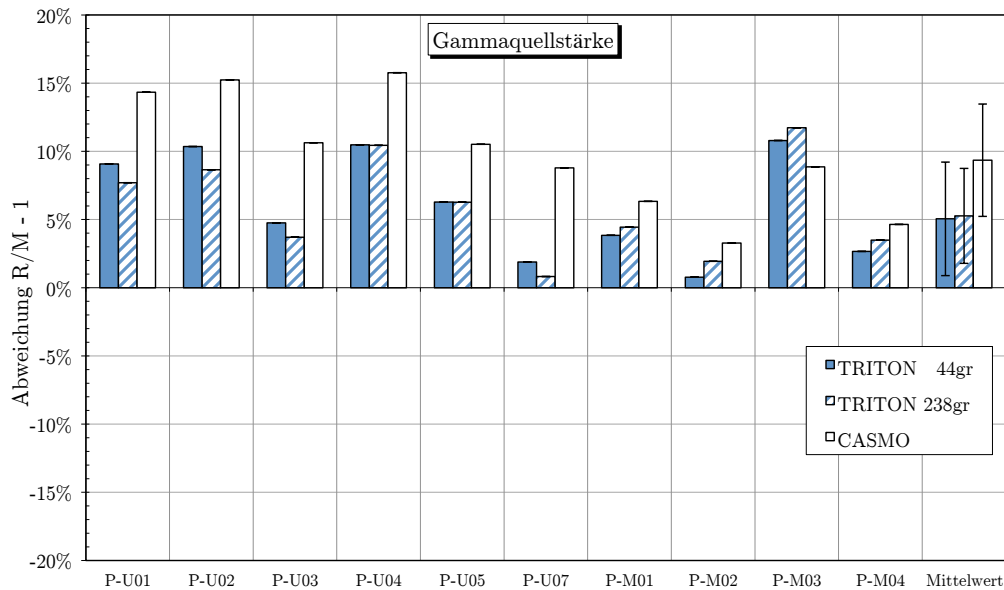


Abbildung 8.8: Abweichungen der Gammaquellstärken für die Proben sowie deren Mittelwerte und Standardabweichungen in Anlehnung an [55] und [56]

Aus den beobachteten rechnerischen Überschätzungen der Messwerte der Spaltprodukte ist zu erwarten, dass die Gammaquellstärken durch alle Programmsysteme und Kombinationen zu hoch ausgewiesen werden. Wie Abbildung 8.8 zeigt, wird diese Erwartung erfüllt.

Im Falle der Gammaquellstärken ergibt sich bei allen Rechnungen eine Standardabweichung der Ergebnisse von ca. 5 %. Wie zuvor beobachtet würde die Einbeziehung einer Standardabweichung in die Ergebnisbewertung für TRITON im ungünstigsten Fall für einzelne Proben wieder zu einer geringfügigen Unterschätzung der berechneten Gammaquellstärken führen.

Bei der Berechnung der Neutronenquellstärken stellt sich das Verhalten zwischen den einzelnen Proben differenzierter dar (vgl. Abbildung 8.9). Während die gemittelten Abweichungen für die CASMO- und TRITON-44-Gruppen-Analysen annähernd zu Null resultieren, zeigt sich für TRITON mit 238 Gruppen-Struktur eine bis zu ca. 7%ige Überschätzung der Neutronenquellstärke. Innerhalb einer Standardabweichung ist diese aber verträglich mit Null d. h. statistisch nicht signifikant. Die scheinbar gute Repräsentierung der Messergebnisse durch die beiden Berechnungsmethoden wird durch teils sehr große Schwankungen der Abweichungen um den Nullwert erzielt (Abbildung 8.9), was auch in der resultierenden hohen Standardabweichung des Mittelwerts über alle Proben zum Ausdruck kommt. Hervorzuheben ist die deutliche Abhängigkeit der Abweichungen der Mittelwerte für die Neutronenquellstärke von der Energiegruppen-einteilung der Wirkungsquerschnitte. Bei feiner Gruppeneinteilung steigen die Abweichungen der Mittelwerte um ca. 4 % für TRITON.

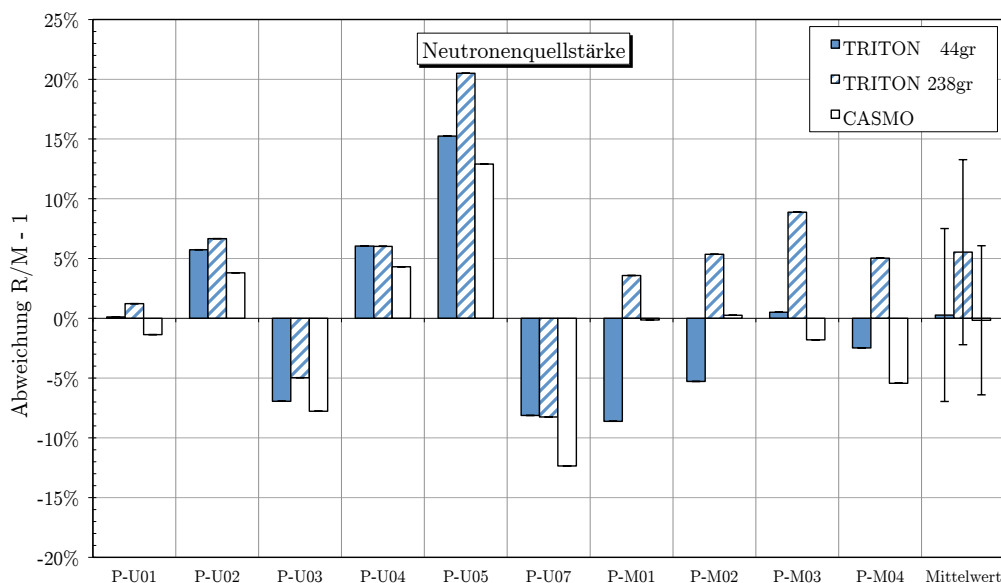


Abbildung 8.9: Abweichungen der Neutronenquellstärken für die Proben sowie deren Mittelwerte und Standardabweichungen in Anlehnung an [55] und [56]

Zur abschließenden Bewertung kann der Mittelwert der Abweichungen über alle Proben je Strahlungstyp verwendet werden, da die MOX-Proben in ihrer Abweichung sowohl bei der Gamma- als auch bei der Neutronenquellstärke dasselbe Verhalten zeigen wie

die Uran-Proben. Damit lässt sich für die Berechnung der Quellstärken von DWR-BE für beide Brennstofftypen mit TRITON festhalten:

- Die Gammaquellstärke wird durch die hier betrachteten Berechnungsmethode nominal mit ca. $(6 \pm 3) \%$ überschätzt.
- Die Neutronenquellstärke ist im Rahmen von $(0 \pm 7) \%$ mit dem Messwert vereinbar. Wird eine Feineinteilung der Wirkungsquerschnittsbibliotheken gewählt, so wird der Messwert mit ca. $(5 \pm 7) \%$ überschätzt.

Vereinigt man diese Abweichungen mit den in Abschnitt 8.1 zu Beginn dieses Kapitels festgestellten methodischen Abweichungen zwischen SAS2 und TRITON, so lässt sich eine resultierende Abweichung von SAS2 zu Messwerten ableiten. Bei den Vergleichsrechnungen wurde die 44-Gruppenbibliothek verwendet, so dass bezüglich der **Neutronenquellstärke** für **MOX-BE** eine Abweichung von $(0 \pm 7) \% + 0,6 \% = (0,6 \pm 7) \%$ und für **Uran-BE** von $(0 \pm 7) \% - 1,5 \% = (-1,5 \pm 7) \%$ von SAS2 zum Messwert resultiert. Die **Gammaquellstärke** wird in SAS2 für beide Brennstofftypen mit einer Genauigkeit von $(6 \pm 3) \% + 2 \% = (8 \pm 3) \%$ wiedergegeben.

8.3 Einfluss der Unsicherheit der Reaktorparameter bei DWR-Brennelementen

Auch die vom Kraftwerk mitgeteilten Randbedingungen für die Abbrandrechnung sind mit Unsicherheiten behaftet. In diesem Abschnitt wird die Auswirkung der Unsicherheit der Spaltstoffanreicherung sowie der Bor-Konzentration im Moderator auf die Quellstärkenbestimmung in SAS2 und damit auch indirekt auf die am Transport- und Lagerbehälter gemessene Dosisleistung analysiert. Grundlage der Untersuchung sind die in Abschnitt 7.2 bereits genannten 18x18-DWR-BE-Modelle.

In einer ersten Parametervariation wird bei den 18x18-BE mit Uran-Brennstoff die ^{235}U -Anreicherung mit dem Anfangswert 3,9 %, um jeweils die einfache ($\pm 0,05 \%$) bzw. zweifache Unsicherheit ($\pm 0,1 \%$) variiert. Die ^{234}U -Anreicherung wird dabei mit Hilfe des Zentrifugen Faktors angeglichen. Die untersuchten Abbrände betragen 35 GWd/ t_{SM} und 55 GWd/ t_{SM} . Die Änderungen der Quellstärken werden relativ zum Nominalwert nach einer Abklingzeit von 5 Jahren betrachtet und sind in Tabelle 8.4 zusammengefasst.

Es zeigt sich, dass die relative Änderung der Gammaquellstärke je Variation maximal $\pm 0,2 \%$ beträgt und damit nicht signifikant ist. Die relative Änderung der Neutronenquellstärke liegt bei maximal $\pm 3 \%$. Bei höherem Abbrand ist die relative Änderung der Gammaquellstärke mit ebenfalls maximal $\pm 0,2 \%$ sowie die Neutronenquellstärke mit

$\pm 2\%$ nahezu identisch. Zusammenfassend resultiert folglich für die Neutronenquellstärke eine Unsicherheit von abdeckend $\pm 3\%$ aus der Variation des Spaltstoffgehalts für DWR-Brennelemente, die sich linear auf die Gesamtneutronendosisleistung am TLB fortpflanzt.

Abbrand, GWd/t _{SM}	²³⁵ U-Anreicherung, Gew.-%	Abweichung zum Anfangswert (3,9 Gew.-% ²³⁵ U-Anreicherung)			
		Neutronenquellstärke			Gammaquellstärke
		(α , n)	sf	gesamt	
35	3,8	2%	6%	6%	0,3%
	3,85	1%	3%	3%	0,2%
	3,95	-1%	-3%	-3%	-0,2%
	4	-2%	-5%	-5%	-0,4%
55	3,8	3%	5%	5%	0,3%
	3,85	1%	2%	2%	0,2%
	3,95	-1%	-2%	-2%	-0,2%
	4	-3%	-4%	-4%	-0,4%

Tabelle 8.4: Relative Änderung der Neutronen- und Gammaquellstärke bei einem Abbrand von 35 GWd/t_{SM} sowie 55 GWd/t_{SM} und 5 Jahren Abklingzeit für ein 18x18-BE mit Uran-Brennstoff

In einer zweiten Variation werden für 18x18-MOX-Brennelemente die Plutonium-Anreicherungen mit einem Nominalwert von 5,7 Gew.-% analog zum Vorgehen im vorherigen Absatz variiert. Die Güte beträgt bei beiden untersuchten Abbränden 62. Es ergibt sich, dass die relative Änderung der Neutronen- sowie der Gammaquellstärken mit jeweils $\pm 0,1\%$ bzw. $\pm 0,05\%$ variiert und somit nicht signifikant ist.

Zuletzt wird die Auswirkung einer Variation der Bor-Konzentration im Moderator um die typische Unsicherheit auf die Gamma- und die Neutronenquellstärke untersucht. Dabei haben die BE einen mittleren Abbrand von 35 GWd/t_{SM} bzw. 55 GWd/t_{SM}. Die Bor-Konzentration beträgt nominal 500 ppm und wird jeweils um ihre Unsicherheit von $\pm 5\%$ (rel.) variiert. Die ²³⁵U-Anreicherung wird bei der Rechnung, konstant auf 3,9 % gehalten. In beiden Fällen liegen die relativen Änderungen bei ca. $\pm 0,2\%$. Somit ist festzustellen, dass die Variation, der Bor-Konzentration, im Rahmen der Unsicherheit keinen signifikanten Einfluss auf die Quellstärke und damit auf die am TLB resultierende Dosisleistung hat.

Während eines Zyklus wird beim Reaktorbetrieb die Borkonzentration zur Leistungsreglung angepasst. Abbildung 8.10 zeigt eine solche Anpassung exemplarisch in Abhängigkeit der Volllasttage (VLT). In allen Berechnungen dieser Arbeit sowie bei der Beladeplanung wird üblicherweise der gesamte Zyklus mit einer mittleren Borkonzen-

tration erfasst. An dieser Stelle wird geprüft, ob diese Vorgehensweise Auswirkungen auf die bestimmten Quellstärken hat. Dazu wird in TRITON jeweils bei einem typischen DWR-Uran und -MOX 18x18-BE die in Abbildung 8.10 dargestellte Borkurve über einen Zyklus nachgefahren und mit der Standardvorgehensweise verglichen (Hinweis: Die Verwendung von TRITON ist hier notwendig, da SAS2 keine Option liefert die Borkonzentration während des Abbrands dynamisch anzupassen). Da in einem TLB die kurzlebigen Aufbauprodukte irrelevant sind, wird die Analyse nach einer Abklingzeit von 5 Jahren durchgeführt. Es resultiert mit Abweichungen bei den Gamma- und Neutronenquellstärken, die sowohl bei DWR-Uran, als auch bei DWR-MOX 18x18-BE 1 % deutlich unterschreiten, kein signifikanter Einfluss durch eine dynamische Anpassung der Borkonzentration während eines Zyklus. Die Verwendung einer mittleren Borkonzentration zur Abbildung eines Zyklus ist damit angemessen und führt zu keiner Unsicherheit in der Bestimmung der Quellstärken.

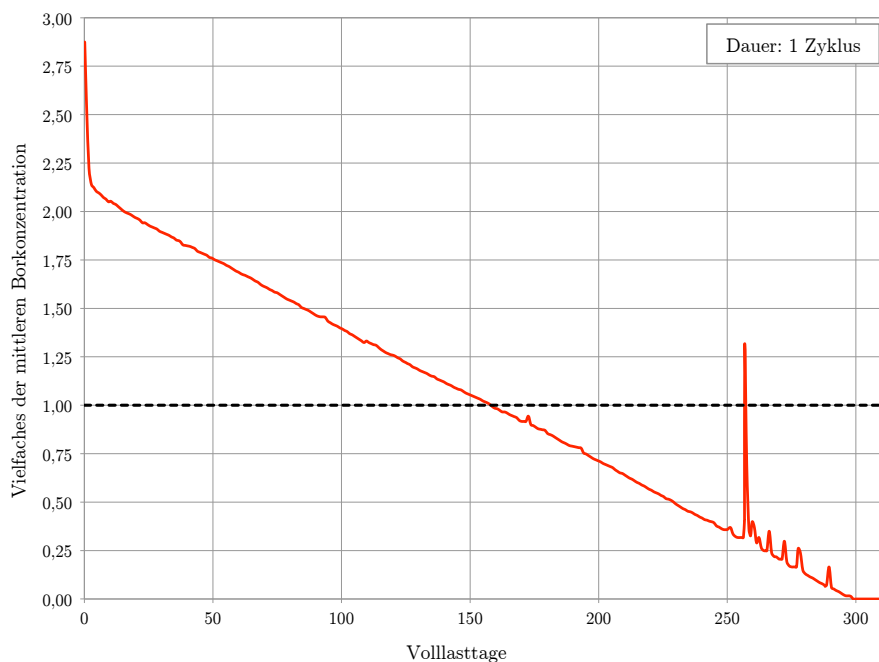


Abbildung 8.10: Typische Borkfahrweise während eines Zyklus bei einem DWR als Vielfaches der mittleren Konzentration

Kapitel 9

Zusammenfassung, Bewertung und Ausblick

In diesem Kapitel erfolgt abschließend die Zusammenfassung der in dieser Arbeit identifizierten Abweichungen einzelner Einflussgrößen zu einer Gesamtabweichung. Diese quantifiziert die Unsicherheit der Dosisleistungsvorhersage an Transport- und Lagerbehältern, die über die in Kapitel 2 vorgestellte Rechenkette ermittelt wird. Danach wird der in Kapitel 1 vorgestellte Messwert-Rechenwert-Vergleich, bei dem die berechnete Gamma- und Neutronendosisleistung um ca. das 1,8-fache höher als der Messwert bei ca. 300 Behälterabnahmen lag, unter Berücksichtigung der quantifizierten Unsicherheit nochmals diskutiert. Abschließend folgt ein Ausblick, der kurz beschreibt, wie die Rechenkette modifiziert werden kann, um Unsicherheiten abzubauen und welche weiteren Messungen durchgeführt werden könnten, um die Überlagerung der Einzelabweichungen experimentell zu stützen bzw. zu bewerten.

9.1 Zusammenfassung

Tabelle 9.1 fasst alle Abweichungen Δ_i , die die Unsicherheiten entlang der Rechenkette darstellen, geordnet nach Brennstoff-Typ bei Vollbeladung (d. h. alle 19 Positionen des Tragkorbes sind mit gleichem BE-Typ beladen) und Dosisleistungsbeitrag zusammen. Weiterhin sind die zugehörigen Effekte und das Kapitel, in dem sie beschrieben werden, aufgeführt. Die Abweichungen durch die Modellvereinfachungen bei Abschirmanalysen (Kapitel 7) wurden über $\frac{\text{explizite Betrachtung}}{\text{Approx. in der Rechenkette}} - 1$ quantifiziert, wohingegen bei den Benchmarks (Kapitel 4 bis Kapitel 6 sowie Kapitel 8) die Berechnungsvorschrift $\frac{R}{M} - 1$ verwendet wurde. Alle Abweichungen aus der Monte-Carlo-Rechnung sind brennstoffunabhängig bestimmt worden. Diskutiert werden hier primär die identifizierten Abweichungen der MCNPTM-Ergebnisse, da die später resultierende Gesamtunsicherheit mit dem Messwert-Rechenwert-Vergleich aus Kapitel 1 kompatibel sein soll, der ebenfalls auf MCNPTM-Ergebnissen basiert. Daher werden im Folgenden nur kurz die für die Bewertung notwendigen Ergebnisse kapitelweise zusammengefasst:

Die Unsicherheit der Berechnung der Gamma-Dosisleistung bei einer mehrschichtigen Abschirmsituation mit MCNPTM ist in Kapitel 4 auf Basis eines Experiments mit abgeschirmter ⁶⁰Co-Quelle quantifiziert worden. Die bestimmte Abweichung beträgt $\Delta = ((\begin{smallmatrix} +1 \\ -13 \end{smallmatrix}) \pm 4) \%$ und zeigte sich in der Modellabsicherung (vgl. Abschnitt 4.2.4) als unabhängig von der Wahl der Wirkungsquerschnittsbibliothek. Gleichzeitig wurden mit dem alternativen Monte-Carlo-Code MAVRIC dieselben Konfigurationen berechnet und festgestellt, dass dieser die Messergebnisse ebenfalls mit geringen Abweichungen wiedergeben kann, aber aufgrund der unklaren Quelldefinition nicht beliebig anwendbar ist. Die Verwendung der MAVRIC-Ergebnisse zur Verifikation der MCNPTM-Ergebnisse kann somit erst in Zukunft erfolgen, wenn Berechnungen mit kontinuierlichen Wirkungsquerschnitten in MAVRIC durchführbar sind. Bisher werden die Ergebnisse nur qualitativ bestätigt.

In Kapitel 5 und Kapitel 6 konnte die Unsicherheit bei der Bestimmung von Neutronendosisleistungen über ein Streaming-Benchmark in einem Beton-Labyrinth bzw. bei einer mehrschichtigen Abschirmsituation in einem Salzstock, d. h. mit Neutronenrückstreuung aus der Umgebung, und über Tage, d. h. im Wesentlichen ohne Rückstreuung, quantifiziert werden. Eine abdeckende positive Abweichung von $(25 \pm 25) \%$ konnte nur im Streaming-Benchmark identifiziert werden, wohingegen bei der zusammenfassenden Auswertung beider Benchmarks mit $(-20 \pm 25) \%$ bei den Abschirmkonfigurationen des Beton-Labyrinths und $(-12 \pm 17) \%$ bei der Berechnung der Behälterkonfiguration in Kapitel 6 negative Abweichungen auftraten. Zur Zusammenführung der bestimmten negativen Abweichungen in diesem Kapitel wird der gewichtete Mittelwert gebildet und die zugehörigen Unsicherheiten σ_Δ nach Gauß fortgepflanzt. Dieses Vorgehen ist dadurch gerechtfertigt, dass die Experimente als unabhängig voneinander angesehen werden können und so ein und dieselbe Größe über zwei unkorrelierte Wege bestimmt wurde. Damit resultiert für die Neutronendosisleistungsberechnung mit MCNPTM eine Abweichung bzw. Unsicherheit von $(\begin{smallmatrix} +25 \pm 25 \\ -15 \pm 14 \end{smallmatrix}) \%$. Analog zur Bestimmung der Unsicherheit bei der Berechnung der Gamma-Dosisleistung mit MC-Methoden wurden die in den vorgestellten Konfiguration auftretenden Neutronendosisleistungen ebenfalls mit MAVRIC berechnet. Hier zeigte sich, dass MAVRIC zwar nicht denselben Genauigkeitsgrad wie MCNPTM in der Vorausberechnung erreicht, jedoch die repräsentativ für die Monte-Carlo-Methode über MCNPTM berechneten Abweichungen innerhalb der einfachen Unsicherheitsbandbreite bestätigen kann. Zudem wurde anhand des Benchmarks zur mehrschichtigen Abschirmsituation in einem Salzstock für beide Monte-Carlo-Programme gezeigt, dass die Wahl der zu Grunde liegenden Wirkungsquerschnittsbibliothek keinen Einfluss auf die identifizierten Abweichungen zeigt, sofern frei verfügbare und bereits für andere Anwendungen validierte Datenbanken bei der Berechnung verwendet werden.

In Bezug auf die Sekundärgammadosisleistung wurde im Neutronen-Benchmark in Kapitel 6 die Unbrauchbarkeit der Messung, und damit auch der dort errechneten Abweichung in Bezug auf die sg-DL herausgestellt. Daher muss an dieser Stelle die Abweichung anderweitig abgeleitet werden: Bedingt dadurch, dass die sg-DL neutroneninduziert ist, hat die Berechnung des Neutronentransports mit MC-Methoden einen direkten Einfluss auf die Unsicherheit der Dosisleistungsvorhersage. Da die sekundär erzeugte Gammastrahlung in der Regel hochenergetisch ist (vgl. [58]), kann der nach der Reaktion folgende Photonentransport in der Monte-Carlo-Rechnung nicht vernachlässigt werden. Deshalb werden die in Kapitel 4 bis Kapitel 6 identifizierten Abweichungen aus der Gamma- und der Neutronen-Rechnung quadratisch überlagert und als Maß für die Unsicherheit der Sekundärgammadosisleistung verwendet. Die zugehörige Unsicherheit wird dabei nach Gauß fortgepflanzt. Diese Vorgehensweise geht davon aus, dass die in Kapitel 5 und Kapitel 6 im Rahmen der experimentellen Unsicherheit verifizierte Neutronentransportrechnung auch Neutronenwechselwirkungen adäquat abbildet. Implizit setzt diese Methodik eine exakte Abbildung der Gamma-Emission durch Neutroneneinfang voraus.

Quelle	Beitrag	Uran-BE auf allen Positionen im Tragkorb				MOX-BE auf allen Positionen im Tragkorb			
		Gamma-dosisleistung $\Delta, \% \mid \sigma_A, \%$	Sek.-Gamma-dosisleistung $\Delta, \% \mid \sigma_A, \%$	Kopf-/Fußstücke $\Delta, \% \mid \sigma_A, \%$	Neutronen-dosisleistung $\Delta, \% \mid \sigma_A, \%$	Gamma-dosisleistung $\Delta, \% \mid \sigma_A, \%$	Sek.-Gamma-dosisleistung $\Delta, \% \mid \sigma_A, \%$	Kopf-/Fußstücke $\Delta, \% \mid \sigma_A, \%$	Neutronen-dosisleistung $\Delta, \% \mid \sigma_A, \%$
Kapitel 5 - 7	Monte-Carlo-Berechnung	1 -13	25 ³⁾ 25 ^{1),3)} -20 ³⁾ 11 ^{2),3)}	1 -13	25 -15 ⁴⁾ 14 ^{2),4)}	1 -13	25 ³⁾ 25 ^{1),3)} -20 ³⁾ 11 ^{2),3)}	1 -13	25 -15 ⁴⁾ 14 ^{2),4)}
Kapitel 8	Einteilung der Gamma-Energiegruppen	-22 0,4	- -	- -	- -	-25 0,4	- -	- -	- -
	Stabweise Abbildung des BEs	-8 2	13 0,03	- -	11 0,03	-8 2	13 0,03	- -	11 0,03
	Aufteilung der ⁶⁰ Co-Quelle auf Brennstoff und Strukturteile	-0,4 ⁵⁾ 0,3 ⁵⁾	- -	66 7	- -	-0,4 ⁵⁾ 0,3 ⁵⁾	- -	66 7	- -
	Detektorcharakteristik	6 1 -6	6 1 -6	6 1 -6	-52 0,5	6 1 -6	6 1 -6	6 1 -6	-52 0,5
	Materialsensitivitäten	-12,4 1	-12,4 1	-12,4 1	-5,5 1	-12,4 1	-12,4 1	-12,4 1	-5,5 1
	Abbrandprofil	1 1 -1	1 1 -1	- - -	2 0,4 -5	1 1 -2	1 1 -2	- - -	6 1 -4
Kapitel 9	Abbrandberechnung ⁷⁾	8 3	-1,5 ⁶⁾ 7	- -	-1,5 7	8 3	0,6 ⁶⁾ 7	- -	0,6 7
	Variation des Spaltstoffgehalts ⁷⁾	- -	3 ⁶⁾ - -3 ⁶⁾	- - -	3 - -3	- -	- - -	- - -	- - -
Zusammenfassung bei quadratischer Überlagerung		10 2 ¹⁾ -30 2 ²⁾	29 22 ¹⁾ -24 9 ²⁾	66 7 ¹⁾ -19 3 ²⁾	28 23 ¹⁾ -55 4 ²⁾	10 2 ¹⁾ -32 2 ²⁾	29 22 ¹⁾ -24 9 ²⁾	66 7 ¹⁾ -19 3 ²⁾	28 22 ¹⁾ -55 4 ²⁾

¹⁾ auf die positive Abweichung bezogen

²⁾ auf die negative Abweichung bezogen

³⁾ Werte aus quadratischer Überlagerung von Gamma- und Neutronen-DL-Berechnung

⁴⁾ gewichteter Mittelwert aus den Neutronen-Benchmarks in Kapitel 6 und Kapitel 7

⁵⁾ Werte gewichtet auf Basis des Anteils der Co-Gruppe an der Gammadosisleistung (Tabelle 8.2)

⁶⁾ die Sekundärgamma-Quellstärke verhält sich proportional zur Neutronen-Quellstärke

⁷⁾ die für sich bewerteten Abweichungen in der Quellstärke skalieren direkt mit der Dosisleistung, sind also übertragbar.

Tabelle 9.1: Zusammenfassung der identifizierten Unsicherheiten nach Beiträgen zur Dosisleistung

Bei der Bewertung typischer Modellvereinfachungen bei Abschirmanalysen in Kapitel 7 konnten sechs Beiträge identifiziert werden, die zu Unsicherheiten in der Dosisleistungsvorhersage am TLB führen:

- (1) Der Einfluss der Gamma-Energiegruppeneinteilung auf die berechnete Dosisleistung am TLB wurde bewertet. Dazu wurden die Nuklide bestimmt, deren Energielinien maßgeblich die jeweiligen Gruppen beeinflussen. Dabei konnten ^{60}Co , ^{106}Rh , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{134}Cs , $^{137\text{m}}\text{Ba}$, ^{144}Pr und ^{154}Eu als dominierend identifiziert werden. Durch einen Vergleich der Gammadosisleistungen bei energielinien- und gruppenweiser Betrachtung konnte für den Mittelwert bei der Abnahmemessung eine Abweichung von $(-22 \pm 0,4) \%$ für Uran- und von $(-25 \pm 0,4) \%$ für MOX-BE bestimmt werden. Die gruppenweise Abbildung ist damit konservativ im Hinblick auf die DL-Berechnung.
- (2) Die stabweise Abbildung des Brennelements, das zur Vereinfachung in den MCNPTM-Modellen der Rechenkette homogenisiert wird, ist in Bezug auf die Gammaabschirmung konservativ, d. h. mit geringfügig niedrigerer Dichte modelliert. Hier wurde eine Abweichung von $(-8 \pm 2) \%$ festgestellt. In Bezug auf die Neutronen- und Sekundärgammadosisleistung wird durch die Homogenisierung ein Streaming der Neutronen verhindert, so dass eine Abweichung von $(11 \pm 0,03) \%$ für die Neutronendosisleistung und von $(13 \pm 0,03) \%$ für die Sekundärgammadosisleistung resultierte. Die Analysen wurden nur für Uran-BE durchgeführt, da die Ergebnisse auf MOX-BE übertragbar sind. Begründet wird diese Vorgehensweise dadurch, dass an dieser Stelle ein geometrischer Effekt mit gleicher Quellverteilung untersucht wird.
- (3) Die Abweichung durch die Aufteilung der ^{60}Co -Quelle auf den Brennstoff und die Strukturteile wurde ebenfalls quantifiziert. Zum einen konnte hier eine Abweichung in der Co-Gruppe (1 MeV-1,5 MeV) bei Bestimmung der Gammadosisleistung am TLB durch die Vermengung der ^{60}Co -Aktivitäten der Strukturkomponenten in der aktiven Zone mit dem Brennstoff von $(-5 \pm 0,6) \%$ ermittelt werden. Zum anderen wurde die Aktivitätsverteilung außerhalb der aktiven Zone, d. h. in den Kopf- und Fußstücken, untersucht. Hier zeigten sich Auswirkungen auf die aus diesen Gamma-Quellen berechnete Dosisleistung von $(66 \pm 7) \%$. Bei Betrachtung von Tabelle 9.1 fällt auf, dass die Abweichungen in der Gammadosisleistung nicht den oben genannten entsprechen. Dies liegt daran, dass die in diesem Absatz genannte Abweichung lediglich in Bezug auf die Co-Gruppe bestimmt wurde. Zum Bezug auf die am TLB gemessene Gesamt-Gammadosisleistung muss die Abweichung mit dem typischen Anteil der Co-Gruppe an der Gesamtdosisleistung gewichtet werden. Aus Tabelle 7.2 ist zu entnehmen, dass dieser Anteil 42 % für Uran- und 44 % für MOX-BE beträgt. Damit resultieren aus der Vermengung der ^{60}Co -Aktivitäten der Strukturkomponenten in der aktiven Zone Abweichungen von $(-0,4 \pm 0,3) \%$ für Uran- und MOX-BE in Bezug auf die Gesamt-Gammadosisleistung. Dabei sind die zugehörigen Unsicherheiten nach Gauß fortgepflanzt.

- (4) Kraftwerksabhängig kommen bei den Dosisleistungsmessungen unterschiedliche Messgeräte zum Einsatz. Jedes dieser Messgeräte besitzt eine geräteeigene Charakteristik, die die am Messpunkt vorliegende Photonen- bzw. Neutronenflussdichte in Abhängigkeit des Spektrums bewertet. Deshalb wurde für die bei der Abnahmemessung eingesetzten Messgerätypen eine Abweichung sowohl in Bezug auf die Bestimmung der Gamma- als auch der Neutronendosisleistung bestimmt. Fließt die geräteeigene Charakteristik in die Berechnung mit ein, so zeigen sich $(\pm 6 \pm 1) \%$ Abweichung bei der Bestimmung der Gamma- und $(-52 \pm 0,5) \%$ Abweichung bei der Bestimmung der Neutronendosisleistung. Letztere berücksichtigt dabei bereits geräteabhängige Korrekturfaktoren, die bei der Abnahmemessung angewendet werden. Die Sekundärgammastrahlung sowie der Beitrag aus den Kopf- bzw. Fußstücken zeigte bei der Analyse dasselbe Verhalten wie der Beitrag aus den 7 Gamma-Energiegruppen, so dass die identifizierte Abweichung für alle Beiträge gleichermaßen verwendet werden kann. Die Studie zur Detektorcharakteristik wurde ausschließlich für Uran-BE durchgeführt. Die Übertragbarkeit bezogen auf die Gamma-DL ist dadurch gegeben, dass bei MOX-Beladungen die Mischoxid-BE auf die Innenpositionen des Tragkorbs gestellt werden. Die umgebenden Uran-BE bestimmen damit maßgeblich das Gammaspektrum an den mantelseitigen Aufpunkten der Abnahmemessung, das ausschlaggebend für die Auswirkungen der Charakteristik ist. Bezogen auf die Neutronen haben die MOX-BE eine höhere Quellstärke und liefern damit den Hauptbeitrag zur Dosisleistung. Beiden BE-Typen liegt aber dasselbe Neutronenquellspektrum zu Grunde (Spontanspaltung von ^{244}Cm), so dass sich als Konsequenz auch das Neutronenspektrum an den mantelseitigen Aufpunkten bei MOX-Beladungen im Vergleich zur Uran-Beladung nicht ändert. Die Diskussion des Einflusses der Detektorcharakteristik bei Uran-Beladungen im TLB deckt folglich die MOX-Beladungen mit ab.
- (5) Wesentlich für die Abschirmung sind die Dicke sowie die Dichte der Behälterwand des TLB. Die Abschirmberechnungen am Transport- und Lagerbehälter beruhen auf einer nominalen Gussdichte, die bei der Fertigung leicht überschritten wird. Über die Toleranz bei der Fertigung hinaus hängt die Dichte des stangenförmigen Moderatormaterials (Polyethylen), das in der Behälterwand in zwei Bohrungsreihen integriert ist, aufgrund der großen Wärmeausdehnung der verwendeten Materialtypen von der Temperatur und damit der Nachzerfallsleistung des Behälterinventars zum Zeitpunkt der Messung ab. Zur Berücksichtigung dieser Sensitivitäten wurden Variationsrechnungen durchgeführt, die Abweichungen von $(-12,4 \pm 1) \%$ für alle Gammastrahlungsbeiträge und $(-5,5 \pm 1) \%$ in der Neutronendosisleistung aufwiesen.
- (6) Zur Vereinfachung werden bei der MC-Rechnung einheitliche axiale Quellstärkenprofile jeweils für Uran- und MOX-BE verwendet, die sich aus abdeckenden Abbrandprofilen der BE ableiten. Zur Analyse möglicher Abweichungen wurden hier ca. 2000 repräsentative Datensätze für Uran- und ca. 8000 für MOX-BE, die das axiale Ab-

brandprofil in Form von auf den mittleren Abbrand je Zyklus bezogenen Abbrand für 32 axiale Knoten über der aktiven Zone beschreiben, herangezogen. Hieraus konnten die Minima und Maxima je Knoten gebildet und zwei Vergleichsprofile zum jeweiligen Auslegungsprofil gewonnen werden, die alle in den Datensätzen enthaltenen Profile einhüllen. Abschließend konnten diese über Abbrandrechnungen in axiale Neutronen- bzw. Gammaquellstärkeverteilungen umgerechnet werden und danach in die jeweilige Dosisleistungsberechnung in MCNPTM einfließen. Der Vergleich der bestimmten Dosisleistungen an den Aufpunkten der Abnahmemessung ergab insgesamt eine Abweichung in der Gamma- und Sekundärgammadosisleistung von $(\pm 1 \pm 1) \%$ für Uran- und $((^{+1}_{-2}) \pm 1) \%$ für MOX-Vollbeladungen. Bezüglich der Neutronendosisleistung konnte eine Abweichung von $((^{+2}_{-5}) \pm 0,4) \%$ für Uran- und $((^{+6}_{-4}) \pm 1) \%$ für MOX-Vollbeladungen bestimmt werden.

In Kapitel 8 wurden die Unsicherheiten aus der Abbrandrechnung bei der Bestimmung der Quellstärke anhand von Bestrahlungs- und Nachuntersuchungsdaten aus einer Messreihe bestimmt. Hierzu musste zunächst die Unsicherheit zwischen den Abbrandcodes SAS2 und TRITON quantifiziert werden, da in SAS2 die für die Nachberechnung der Proben erforderliche exakte Abbildung des BEs und dessen Umgebung nicht umsetzbar ist. Damit war eine direkte Validierung von SAS2 nicht möglich. Mit TRITON konnte in Kapitel 8 die Abweichung zu den Messdaten ermittelt und dann über den Programmvergleich auf die Abweichung zwischen SAS2 und experimentellen Daten geschlossen werden. Bezüglich der Neutronenquellstärke für MOX-BE konnte eine Abweichung von $(0,6 \pm 7) \%$ und für Uran-BE von $(-1,5 \pm 7) \%$ abgeleitet werden. Da die Sekundärgammaquellstärke mit der Neutronenquellstärke skaliert, können diese Abweichungen direkt übertragen werden. Die Gammaquellstärke wird in SAS2 für beide Brennstofftypen mit einer Genauigkeit von $(8 \pm 3) \%$ wiedergegeben. Gleichzeitig konnte bei der Untersuchung des Einflusses von Variationen bei der Modellierung (vgl. Abschnitt 8.2.5) gezeigt werden, dass die Art der zur Verfügung stehenden Resonanzbehandlungen, die Feinheit der möglichen Energiegruppenstrukturen der Wirkungsquerschnittsbibliothek sowie ihre Wahl unbedeutend in Bezug auf die abgeleiteten Unsicherheiten sind. Abschließend wurde in Kapitel 8 der Einfluss der Unsicherheit der Reaktorparameter bei DWR-Brennelementen auf die Quellstärke untersucht. Analysiert wurden die Auswirkung der Unsicherheit der Spaltstoffanreicherung sowie der Bor-Konzentration im Moderator sowohl für MOX- als auch für Uran-BE. Als einzige sensitive Größe stellte sich die ^{235}U -Anreicherung bei Uran-BE heraus, die bei Variation um die einfache Unsicherheit vom $\pm 0,05 \%$ eine Änderung von $\pm 3 \%$ in der Neutronenquellstärke bewirkte. Alle in Kapitel 8 bestimmten Abweichungen in der Quellstärke lassen sich direkt auf die Dosisleistungsbeiträge bei der Berechnung einer realen Beladung am TLB übertragen, da diese Größen entsprechend der Rechenkette (vgl. Kapitel 2) proportional sind.

Wie einleitend angesprochen, werden in diesem Kapitel die entlang der in Kapitel 2 aufgezeigten Rechenkette auftretenden Abweichungen zu einer Unsicherheit zusammengeführt, die die Gesamtunsicherheit der Dosisleistungsvorhersage an Transport- und Lagerbehältern quantifiziert. Dazu werden alle in dieser Arbeit herausgestellten Einzelbeiträge Δ_i separiert nach Dosisleistungsbeitrag und Brennstofftyp entsprechend

$$\Delta_Q = \sqrt{\sum_{i \in \{\text{Anzahl Einzelbeiträge}\}} (\Delta_i)^2},$$

quadratisch überlagert. Negative und positive Abweichungen werden separat zusammengefasst, so dass das jeweilige Vorzeichen erhalten bleibt. Die zugehörige Unsicherheit wird nach Gauß fortgepflanzt. Diese Vorgehensweise ist dadurch gerechtfertigt, dass die ermittelten Einzelabweichungen unkorreliert sind. Die resultierenden Gesamtbeiträge Δ_Q sind in der letzten Zeile von Tabelle 9.1 aufgeführt.

9.2 Bewertung

Um schlussendlich eine Unsicherheit für die Gesamtgammadosisleistung ausweisen zu können, die messtechnisch erfassbar ist, müssen die in Tabelle 9.1 aufgeführten Einzelbeiträge zu einer Größe kondensiert werden. Dazu ist die Kenntnis des Anteils der Einzelbeiträge an der Gesamtgammadosisleistung notwendig. Hierfür ist jedoch keine theoretische Ableitung möglich, da die Gesamtdosisleistung am TLB und damit die Einzelbeiträge durchaus niedriger sein können als die maximal zulässige, um alle in Kapitel 2 genannten Schutzziele, wie z. B. die Gewährleistung der Wärmeabfuhr auf ein zulässiges Temperaturniveau durch eine Begrenzung der zulässigen Nachzerfallsleistung, zu erfüllen. Daher wird hier in einer gesonderten Studie an 150 beladenen Transport- und Lagerbehältern für DWR-BE der Anteil des jeweiligen Einzelbeitrags an der Gesamtdosisleistung bestimmt. Da 43 dieser Behälter teilweise mit Mischoxid-Brennelementen (UOX/MOX-Beladung) beladen waren, können so auch die Einzelbeiträge bei diesen Beladungsvarianten bestimmt werden. Tabelle 9.2 fasst die Ergebnisse der Studie zusammen. Über den Anteil der Einzelbeiträge hinaus ist als weiteres Ergebnis der Studie in der letzten Zeile von Tabelle 9.2 der Anteil der MOX-BE bei UOX/MOX-Beladung am jeweiligen Dosisleistungsbeitrag aufgeführt. Diese Skalierungsgrößen sind von hoher Wichtigkeit, da alle identifizierten Unsicherheiten in dieser Arbeit für Vollbeladungen mit demselben BE-Typ ermittelt wurden. Die Größen machen es möglich, die BE-typspezifischen Unsicherheiten zu einer Unsicherheit für die real auftretenden UOX/MOX-Mischbeladungen zu überlagern.

Tabelle 9.3 führt die in Tabelle 9.1 bestimmten Überlagerungen der Einzeleffekte Δ_Q für die Gammadosisleistungsbeiträge über Multiplikation mit den Wichtungskoeffizienten aus Tabelle 9.2 und anschließender Summation zusammen. Dabei werden wiederum

negative und positive Abweichungen separat betrachtet. Die Abweichungen in der Neutronendosisleistung entsprechen denen in Tabelle 9.1.

Anteil an der Gesamtgammadosisleistung ¹⁾			
Belade- variante	Primär- Gamma- strahlung	Sekundär- Gamma- strahlung ²⁾	Aktivierungs- Gamma- strahlung (Kopf-/Fuß- stücke)
Uran (UOX)	80%	2%	18%
UOX/MOX	73%	4%	23%
MOX-BE ³⁾	3%	67%	11%

¹⁾Unsicherheit der Mittelwerte < 2 % (rel.)

²⁾Unsicherheit der Mittelwerte < 0,2 % (rel.)

³⁾Anteil der MOX-BE bei UOX/MOX-Beladungen
am jeweiligen Gamma-DL-Beitrag

Tabelle 9.2: Einzelbeiträge zur Gammadosisleistung bei einem beladenen Transport- und Lagerbehälter

Belade- variante	Gesamt-Gamma-DL		Gesamt-Neutronen-DL	
	Δ , %	σ_Δ , %	Δ , %	σ_Δ , %
Uran (UOX)	21	2	28	23
	-28	2	-55	4
UOX/MOX	24	3	28	23
	-27	2	-55	4
kondensierte Abweichung für den MRV (Kapitel 1)	21	2	28	23
	-28	2	-55	4

Tabelle 9.3: Kondensierung der Einzelbeiträge zu einer Abweichung für die Interpretation des MRV aus Kapitel 1, die die Unsicherheit des Rechenwertes im MRV beschreibt

Zum besseren Verständnis wird das explizite Vorgehen bei der Bestimmung der Abweichung für UOX/MOX-Mischbeladungen aus den Abweichungen für Uran- und MOX-Vollbeladungen im Nachfolgenden erläutert: Die Abweichungen in der Zeile mit dem Titel “UOX/MOX“ von Tabelle 9.3 sind die, die bei realen Mischbeladungen auftreten würden. Für die Bestimmung der Gesamtgammadosisleistung dieses Beladungstyps werden die Beiträge für Vollbeladungen mit MOX- und Uran-BE aus Tabelle 9.1 zunächst jeweils mit dem für UOX/MOX-Beladungen quantifizierten Wichtungsfaktoren (Tabelle 9.2, Zeile 2) multipliziert. Anschließend erfolgt für die resultierenden Abweichungen eine Korrektur entsprechend der Wichtungsfaktoren aus Zeile 3 in Tabelle 9.2. Hier wird berücksichtigt, dass bei Mischbeladungen nicht nur weniger MOX- als Uran-BE im Tragkorb eingestellt, sondern diese auch durch die außenliegenden Uran-BE abgeschirmt werden. Demnach müssen auch die Beiträge der MOX-BE zur Gesamtabweichung reduziert werden, da ihr Dosisleistungsbeitrag dementsprechend geringer

ist. Abschließend können die Einzelbeiträge zum aufgeführten Wert summiert werden. Bei der Neutronendosisleistung ist ein solches Vorgehen nicht notwendig, da die Abweichungen BE-Typ unspezifisch sind. Die zugehörigen Unsicherheiten σ_{Δ} bei der in diesem Absatz vorgestellten Vorgehensweise sind nach Gauß fortgepflanzt.

In der letzten Zeile von Tabelle 9.3 werden die noch für sich stehenden Einzelabweichungen zu Werten zusammengeführt, die mit dem Messwert-Rechenwert-Vergleich (MRV) aus Kapitel 1 kompatibel sind, d. h. die die Unsicherheit des Rechenwertes im MRV beschreiben. Dazu wird die Information verwendet, dass 47 der 193 im Messwert-Rechenwert-Vergleich betrachteten Beladungen UOX/MOX-Beladungen waren. Hiermit ist eine Gewichtung der resultierenden Abweichungen für Uran-Voll- (Tabelle 9.3, Zeile 1) und UOX/MOX-Mischbeladungen (Tabelle 9.3, Zeile 2) über ihren jeweiligen Anteil an der Gesamtbeladungsanzahl (UOX/MOX: $47/193 \approx 24\%$ und Uran: $146/193 \approx 76\%$) möglich. Die aufgeführte Unsicherheiten für die so folgende Abweichung auf die Gesamt-Gamma- und -Neutronendosisleistung wird ebenfalls entsprechend der Anteile gewichtet und aufsummiert. Eine Fortpflanzung nach Gauß wäre an dieser Stelle nicht adäquat, da die Unsicherheiten der kondensierten Werte über ihre Ableitung korreliert sind.

In Abbildung 9.1 wird zur Interpretation der in Tabelle 9.3 identifizierten Abweichungen der Messwert-Rechenwert-Vergleich aus Kapitel 1 grafisch und tabellarisch aufbereitet. Eingezeichnet ist die ermittelte R/M-Abweichung (vgl. [6]) links für die Gamma- ($1,87 \pm 0,79$) und rechts für die Neutronendosisleistung ($1,84 \pm 0,53$) als Basiswert inklusive der Standardabweichung. Diese ist hier als Maß für die Unsicherheit angemessen, da für diese Analyse von Interesse ist, inwiefern jede einzelne Beladung vom bestimmten Mittelwert abweicht. Als weitere Punkte sind dosisleistungsspezifisch die in der letzten Zeile von Tabelle 9.3 kondensierten Abweichungen für den MRV Δ sowohl als positiver (“Positive Abweichung“), als auch als negativer Beitrag (“Negative Abweichung“) in eine Vergleichsgröße zur R/M-Abweichung umgerechnet aufgetragen. Zur Bestimmung dieser Größen wird der Rechenwert entsprechend der Vorschrift $\frac{(1+\Delta) \cdot R}{M}$ skaliert, d. h. um seine Abweichung variiert bzw. angepasst. Die zugehörigen Unsicherheiten werden über eine Gauß’sche-Unsicherheitsfortpflanzung mit den jeweiligen Standardabweichungen zusammengeführt.

Die so resultierenden Punkte spiegeln die Bandbreite des Messwert-Rechenwert-Vergleichs wieder, wenn alle Abweichungen bzw. in dieser Arbeit identifizierten Unsicherheiten im Berechnungsmodell mit einbezogen werden. Man erkennt unmittelbar, dass die generelle Aussage der Überschätzung der Messung durch die Rechnung nicht angemessen ist, da sich innerhalb des dargestellten Unsicherheitsbandes bereits im Rahmen der einfachen Standardabweichung sowohl extreme Überschätzungen um bis zu

einen Faktor von ca. 3 für Neutronen- und für Gammastrahlung als auch die Übereinstimmung von Mess- und Rechenwert bis hin zu einer Unterschätzung ableiten lassen. Vor allem bei der Neutronen-DL verschiebt sich die R/M-Abweichung aufgrund der Charakteristik der verwendeten Messgeräte vom Basiswert deutlich nach unten (vgl. Tabelle 9.1).

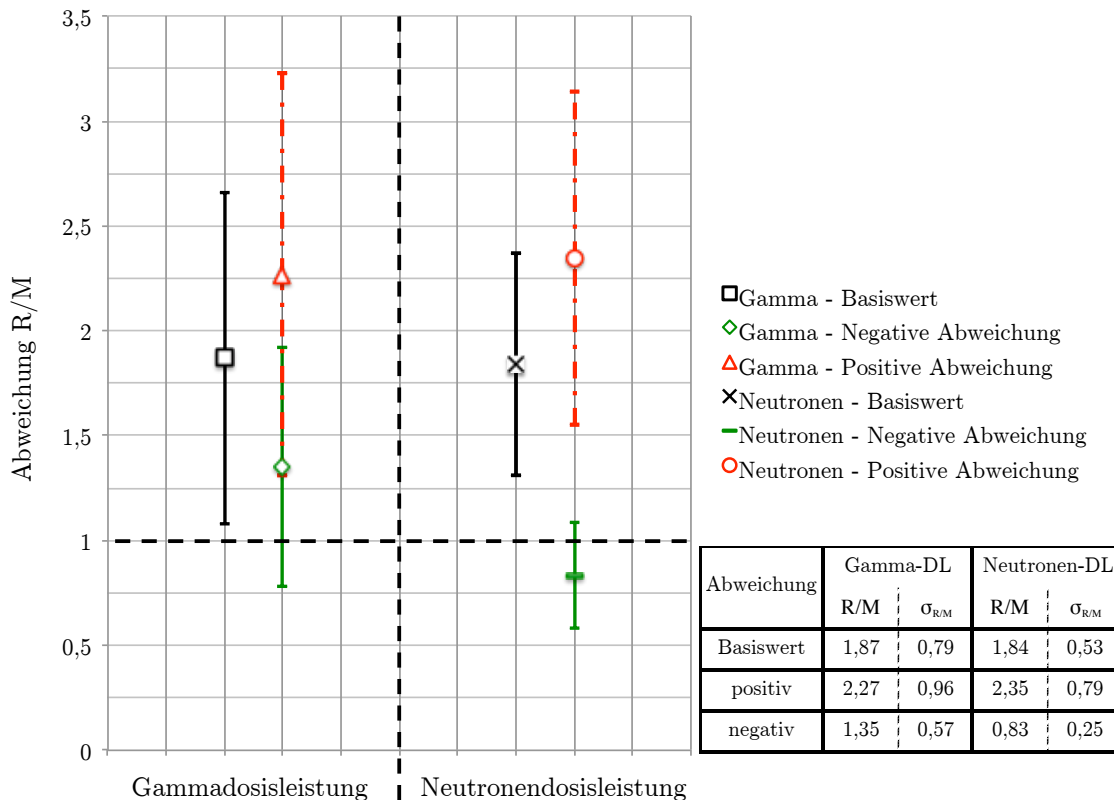


Abbildung 9.1: Messwert-Rechenwert-Vergleich am Transport und Lagerbehälter unter Einbezug der identifizierten Unsicherheiten

Die Überschätzung im Messwert-Rechenwert-Vergleich ist folglich insgesamt auf die in dieser Arbeit dargestellten Abweichungen zurückzuführen, die für die untersuchten Beladungen mit $(\begin{smallmatrix} +21 \\ -28 \end{smallmatrix} \pm 2) \%$ (rel.) für die Gammadosisleistung und $(\begin{smallmatrix} +28 \pm 23 \\ -55 \pm 4 \end{smallmatrix}) \%$ (rel.) für die Neutronendosisleistung bestimmt werden konnten. Bezogen auf die Dosisleistungsvorhersage am TLB über die in Kapitel 2 dargestellte Rechenkette kennzeichnen die zuvor genannten Werte die bei Uran-Vollbeladungen auftretenden Unsicherheiten. Bei UOX/MOX-Mischbeladungen wurde für die Vorhersage eine Unsicherheit von $(\begin{smallmatrix} +24 \pm 3 \\ -27 \pm 2 \end{smallmatrix}) \%$ (rel.) für die Gesamt-Gamma- und von $(\begin{smallmatrix} +28 \pm 23 \\ -55 \pm 4 \end{smallmatrix}) \%$ (rel.) für die Gesamt-Neutronen-DL quantifiziert. Es stellte sich heraus, dass der größte Beitrag zur Unsicherheit durch die Detektorcharakteristik bei der Bestimmung der Neutronen-DL hervorgerufen wird und dass bei der Bestimmung der Gamma-DL zusätzlich die bei der Berechnung zu Grunde liegende Energiegruppenstruktur maßgeblich zur Unsicherheit beiträgt.

9.3 Ausblick

In dieser Arbeit wurde gezeigt, dass die eingangs vorgestellte Überschätzung beim Vergleich von Mess- und Rechenwert an Transport- und Lagerbehältern sowohl auf die den Berechnungsprogrammen zu Grunde liegenden Unsicherheiten als auch auf abdeckende Vereinfachungen in der Modellbildung und der Quellstärkenbestimmung zurückzuführen sind. Insgesamt zeigen die Ergebnisse, dass trotz der durch die Messverfahren hervorgerufene große Unsicherheit bei der Neutronendosisleistungsmessung eine unveränderte Beibehaltung der in Kapitel 2 beschriebenen Verfahrensweise zu einer zuverlässigen sowie konservativen rechnerischen Dosisleistungsvorhersage führt. Dies belegen die untersuchten Messungen an den ca. 300, mit DWR-Brennelementen beladenen, Transport- und Lagerbehälter (vgl. Kapitel 1), die alle eine deutliche Unterschreitung der Dosisleistungsvorausberechnung aufweisen. Soll dennoch ein Abbau der Überschätzungen der vorausberechneten Dosisleistung erfolgen, so müssen die Unsicherheiten, insbesondere bei der Neutronen-DL-Messung, reduziert werden. Wie groß sich die Abweichung von Mess- und Rechenwert bei der expliziten Abbildung einer detailliert bekannten Beladung einstellt, konnte im Rahmen dieser Arbeit nicht ermittelt werden, da die hierzu notwendigen Randbedingungen nicht vorlagen. Hier könnte ein mit speziell qualifizierten Komponenten durchgeführtes Messprogramm, das je nach beabsichtigter oder erforderlicher Detailtiefe gestaffelt wird, weitere Klarheit schaffen.

In einem ersten Schritt könnte die Unsicherheit bei der Vorausberechnung der Dosisleistung am Transport- und Lagerbehälter mit einbezogen werden, um die Genauigkeit der DL-Vorhersage zu erhöhen. Eine geringfügige Modifikation der Rechenkette aus Kapitel 2 auf Seiten der Auslegungsrechnung wäre damit erforderlich. Hier könnten detektorspezifische normierte DL-Beiträge mit Monte-Carlo-Rechnungen ermittelt werden, die die geräteeigene Charakteristik berücksichtigen. Dies würde voraussetzen, dass die bei der Abnahmemessung verwendeten Messsysteme im vorhinein bekannt sein bzw. festgelegt werden müssten.

In einem zweiten Schritt, der wesentlich mehr Aufwand erfordert, könnte die im Zuge dieser Arbeit quantifizierte Gesamtabweichung je Beladungstyp über ein detailliertes Messprogramm verifiziert werden, um die Genauigkeit der Dosisleistungsvorhersage über abdeckende Vereinfachungen für Vollbeladungen mit Uran und für Mischbeladungen mit MOX-Brennelementen am Transport- und Lagerbehälter zu erhöhen. Die aufgezeigte Bandbreite würde dadurch reduziert und ihre Tendenz bestimmt. Hierzu müssten sowohl die abgebrannten Brennelemente als auch der verwendete Behälter inklusive seiner Einbauten detailliert charakterisiert werden (Wanddicken, Schmelzanalysen, Absorberkonzentrationen, etc.). Die genaue Abbrandhistorie der Brennelemente sollte genauso verfügbar sein sowie detaillierte Materialanalysen zu den ^{59}Co -Gehalten in den Strukturteilen. Zusätzlich sollte auch ein Abbrandprofil aus der Kernverfolgung

zur Verfügung stehen, um so auf das Quellstärkenprofil schließen zu können. Die danach notwendigen DL-Messungen am beladenen Transport- und Lagerbehälter sollten möglichst untergrundfrei sein. Für die Beiträge aus Gammastrahlung sollte das in dieser Arbeit vorgestellte UNIDOS-Messsystem verwendet werden sowie für die Neutronendosisleistungsmessung ein Bonner Kugel Spektrometer, da mit diesen Messgerättypen die kleinsten messtechnischen Unsicherheiten auftreten.

Bei der späteren Berechnung mit MCNPTM oder einem ähnlichen Programm, wie zum Beispiel MAVRIC, dessen Genauigkeit in Bezug auf die DL-Vorhersage im Rahmen dieser Arbeit zusätzlich quantifiziert wurde, sollte die Messung detailliert abgebildet werden. Es sollten keine Homogenisierungen auf BE-Ebene durchgeführt sowie alle in dieser Arbeit beschriebenen Einzeleffekte einbezogen werden. In einem abschließenden Messwert-Rechenwert-Vergleich könnte dann der bestimmte R/M-Wert inklusive seiner Unsicherheit der in Abbildung 9.1 aufgeführten Bandbreite gegenübergestellt werden.

Zur Reduzierung des Aufwands und der Kosten einer derart detaillierten Untersuchung wäre auch ein Teilmessprogramm denkbar, in dem der Einfluss der Detektorcharakteristik, d. h. der Einfluss des Hauptbeitrags zur Unsicherheit analysiert wird. Hier könnten Messungen an Transport- und Lagerbehältern mit unterschiedlichen Messgerättypen durchgeführt und sowohl die Messwerte untereinander als auch mit Monte-Carlo-Berechnungen unter Berücksichtigung der Charakteristik verglichen werden. Ziel der Untersuchungen wäre in diesem Fall, den Einfluss der Charakteristik zu studieren und genauer zu quantifizieren. In diesem Kontext wäre es auch möglich den Messwert-Rechenwert-Vergleich unter Einbezug der Detektorcharakteristik bei der Berechnung zu wiederholen. Als Konsequenz würden die kondensierten Abweichungen für den Messwert-Rechenwert-Vergleich in Tabelle 9.3 deutlich reduziert, und in der Schlussbetrachtung in Abbildung 9.1 wäre damit eine präzisere Aussage über das Verhältnis zwischen Rechnung und Messung möglich.

Anhang A

Rechenkette zur Bestimmung der Dosisleistung am TLB

A.1 Axialprofile für Gamma- und Neutronenstrahlung

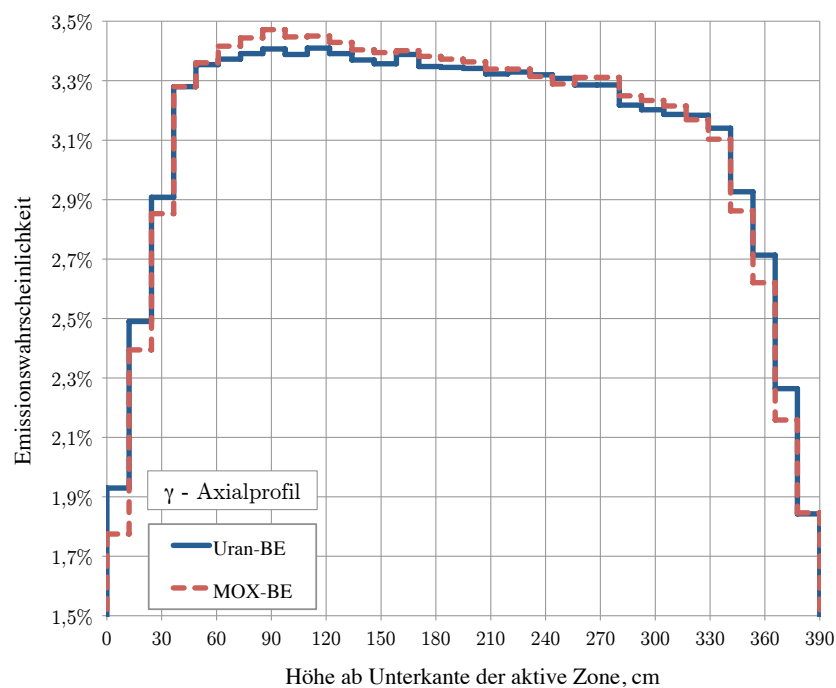


Abbildung A.1: Abgeleitete Axialprofile der Brennelemente getrennt nach den im Transportbehälter eingelagerten Brennstofftypen für Gammastrahlung

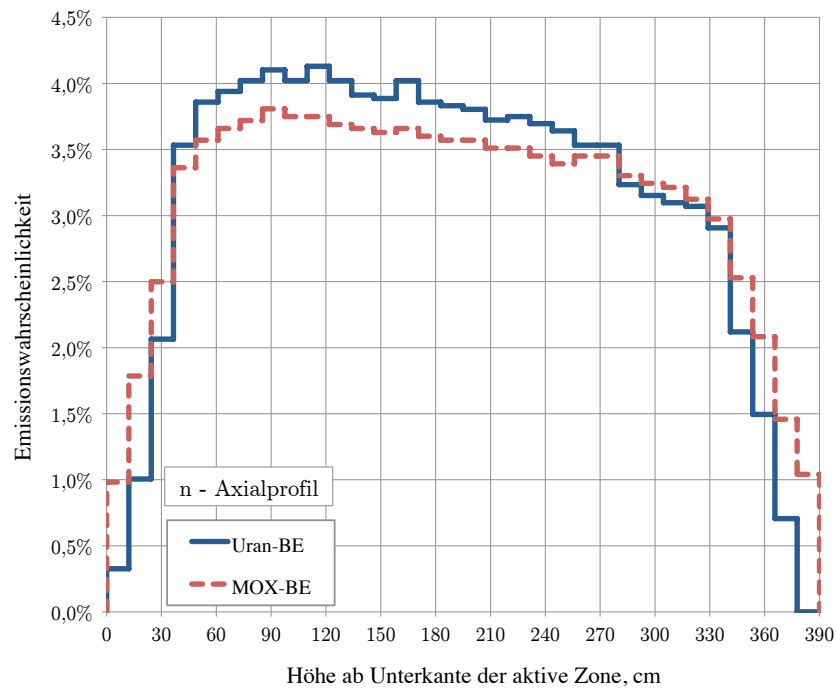


Abbildung A.2: Abgeleitete Axialprofile der Brennelemente getrennt nach den im Transportbehälter eingelagerten Brennstofftypen für Neutronenstrahlung

Anhang B

Physikalische Grundlagen

Um in diesem Anhang die physikalische Grundlagen dieser Arbeit zu erläutern, werden zunächst die Zerfallsarten vorgestellt, die besonders beim Abbrand von Brennelementen von Bedeutung sind. Im Anschluss daran werden im Hinblick auf das Verständnis des Transports von Photonen und Neutronen in Monte-Carlo-Programmen die klassischen Wechselwirkungen und Reaktionen inklusive der zugehörigen Kinematik und Sekundärprozesse dargestellt. Abschließend werden spezielle Aufbereitungsformen der Neutronen-Wirkungsquerschnitte in den Berechnungsprogrammen explizit aufgeführt, da sie in den Berechnungsbenchmarks als mögliche Stellgrößen analysiert werden sowie ergänzende Angaben zur Dosiskonversion dargestellt. Intention dieses Anhangs ist es, dem Leser die Möglichkeit zu geben, sich eingehender mit den verschiedenen physikalischen Mechanismen zu beschäftigen, ohne zusätzliche Literatur konsultieren zu müssen.

B.1 Radioaktiver Zerfall

In diesem Abschnitt werden die drei Zerfallsarten kurz aufgeführt und ihre Kinematik dargestellt. Im Hinblick auf den Isotopen-Aufbau beim Abbrand von Brennelementen und dem anschließenden Abklingen bei Stillstands bzw. Lagerzeiten sind diese Mechanismen von Bedeutung.

B.1.1 Zerfallsgesetz

Das Zerfallsgesetz ist ein statistischer Prozess und drückt die relative Zerfallswahrscheinlichkeit für n Kerne im Zeitintervall dt aus

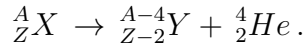
$$\begin{aligned}\frac{dn}{n} &= -\lambda \cdot dt \\ \Rightarrow n &= n_0 \cdot \exp(-\lambda \cdot t),\end{aligned}\tag{B.1}$$

wobei n_0 die Anzahl der Anfangsatome zum Anfangszeitpunkt t_0 darstellt. Die Zerfallskonstante λ ist über $T_{1/2} = \frac{\ln(2)}{\lambda}$ mit der Halbwertszeit $T_{1/2}$ korreliert. Häufig wird in der Literatur auch die mittlere Lebensdauer $\tau = \frac{1}{\lambda}$ verwendet [59].

B.1.2 Zerfallsarten

B.1.2.1 Alpha-Zerfall

Beim Alpha-Zerfall wird ein zweifach positiv geladener Helium-Kern (He) emittiert, was durch folgende Reaktionsgleichung mit Massezahl A und Kernladungszahl Z beschrieben wird [60]:



Der Alpha-Zerfall ist ein Zweikörperprozess, bei dem aufgrund der Impulserhaltung die Impulse von Kern Y und dem Alpha-Teilchen entgegengesetzt sind. Gamow, Condon und Hery haben 1928 den Alpha-Zerfall folgendermaßen quantitativ erklärt [60]: Im Kern können sich Alpha-Teilchen aus den Kernbausteinen (Protonen oder Neutronen) mit einer Wahrscheinlichkeit W_1 bilden. Die freiwerdende Bindungsenergie der Größenordnung 4 MeV bis 6 MeV hebt das Alpha-Teilchen auf ein Energieniveau E_α . Aufgrund der anziehenden Kernkräfte befindet sich das Alpha-Teilchen aber in einem Potenzialtopf und außerhalb des Kerns gibt es ein Coulomb-Potenzial d.h. abstoßende elektrische Kräfte. Klassisch kann das Alpha-Teilchen den Kern nicht verlassen, da die gemessenen kinetischen Energien E_α unterhalb der Coulomb-Barriere liegen. Quantenmechanisch kann das Alpha-Teilchen die Coulomb-Barriere mit einer Wahrscheinlichkeit T durchtunneln. Diese ist für den Fall, dass die De Broglie Wellenlänge des Alpha-Teilchens viel kleiner ist als die Barrierebreite $d = r_2 - r_1$ bei der Energie E_α (vgl. Abbildung B.1), gegeben durch:

$$T = T_0 \cdot \exp(-G), \quad (\text{B.2})$$

mit dem Gamow-Faktor

$$G = \frac{2\sqrt{2m}}{\hbar} \int_{r_1}^{r_2} \sqrt{\frac{Z_1 Z_2 e^2}{4\pi\epsilon_0 r} - E_\alpha} dr.$$

Mit $Z_1 = Z - 2$ und $Z_2 = 2$ ergibt sich $G \sim \frac{Z-2}{\sqrt{E_\alpha}}$. Die Wahrscheinlichkeit W für die Emission eines Alpha-Teilchens pro Zeiteinheit ist, wenn man die Rate W_2 , mit der das Teilchen gegen die Coulomb-Barriere stößt, einbezieht:

$$W = W_1 \cdot W_2 \cdot T, \quad (\text{B.3})$$

woraus sich direkt die Lebensdauer des Mutterkerns $\tau = \frac{1}{W} \sim \frac{1}{T} \sim \exp(G)$ und damit die Zerfallskonstante $\lambda \sim \exp(-G)$ ergibt. Durch Umformen lässt sich daraus folgern

$$\ln \lambda = C_1 - C_2 \cdot \frac{Z-2}{\sqrt{E_\alpha}}, \quad (\text{B.4})$$

mit den Konstanten C_1 und C_2 , was in guter Näherung mit der Geiger-Nuttal-Regel für die Reichweite von Alpha-Teilchen übereinstimmt [60]. Für die Reichweite R_α in cm von Alpha-Teilchen in Luft gilt bei α -Energien zwischen 2,5 MeV und 20 MeV nach [61]

$$R_{\alpha-Luft} = 0,31 \cdot E_\alpha^{3/2}. \quad (B.5)$$

In anderen Materialien mit Massezahl A und Dichte ρ in g/cm^3 kann man in guter Näherung sagen

$$R_\alpha = 3,2 \cdot 10^{-4} \cdot \frac{\sqrt{A}}{\rho} \cdot R_{\alpha-Luft}. \quad (B.6)$$

Prominente Zerfallsreihen für Alpha-Strahler im Zusammenhang mit der Reaktorphysik sind die Thorium-, die ^{238}U - und die Actinium-Reihe.

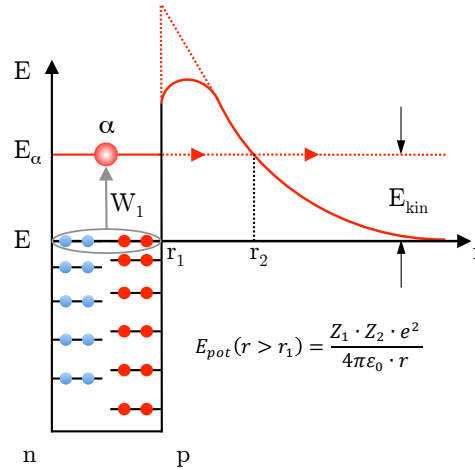
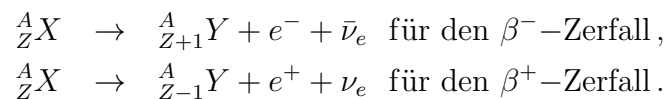


Abbildung B.1: Schematische Darstellung des Alpha-Zerfalls in Anlehnung an [60]

B.1.2.2 Beta-Zerfall

Der Beta-Zerfall eines Kerns geschieht durch die Aussendung eines Elektrons (β^-) oder eines Positrons (β^+). Experimentell wird immer eine kontinuierliche Energieverteilung der Elektronen bzw. Positronen mit einer maximalen Energie im Bereich einiger keV bis einiger MeV je nach zerfallendem Kern beobachtet. Dies ist dadurch begründet, dass der Beta-Zerfall im Gegensatz zum Alpha-Zerfall ein Dreikörperproblem ist, so wie es Wolfgang Pauli bereits 1930 postulierte und Reines und Cowan es 1955 bestätigten. Der Beta-Zerfall lässt sich folgendermaßen beschreiben [60]:



Enrico Fermi stellte 1933 ein Modell für den Beta-Zerfall auf, mit dem man die Energieverteilung der Elektronen aus dem Beta-Zerfall berechnen kann. Die Verteilung kann in Abhängigkeit der Elektronenenergie T_e ausgedrückt werden als [62]

$$N(T_e) = \frac{C}{c^5} \cdot \sqrt{T_e^2 + 2T_e m_e c^2} \cdot (Q - T_e)^2 \cdot (T_e + m_e c^2), \text{ wobei} \quad (\text{B.7})$$

$$C = \int_0^Q N(T_e) dT_e \text{ ist und}$$

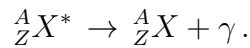
Q neben der Lichtgeschwindigkeit c und der Elektronenmasse m_e die in Abschnitt B.4 diskutierte Wärmetönung ist. Bezüglich der Physik in einem Transport- und Lagerbehälter ist der Beta-Zerfall insofern relevant, als dass die emittierten Elektronen Bremsstrahlung in der Behälterwand erzeugen können, die wiederum einen Beitrag zur ausgewiesenen Dosisleistung im Außenbereich liefert.

B.1.2.3 Auger- und Konversions-Elektronen

Beide Typen sind dem Beta-Spektrum häufig überlagert. Bei sogenannten Konversions-Elektronen gibt ein angeregter Kern ein hochenergetisches Photon (~ 100 keV bis einige MeV) ab. Dieses trifft ein Elektron, das meist in der K-Schale sitzt. Die emittierte Energie ist diskret. Fällt ein Elektron von der L-Schale auf die K-Schale, wird ein Fluoreszenzquant abgestrahlt oder es trifft ein Elektron der äußeren Schalen, das emittiert wird. Dieses Elektron nennt sich Auger-Elektron [59].

B.1.2.4 Gamma-Zerfall

Nach der Umwandlung durch Alpha- oder Beta-Zerfall emittieren Kerne häufig hochenergetische Photonen, sogenannte Gamma-Quanten. Diese haben Energien im Bereich von 10^4 eV bis 10^7 eV. Sie werden emittiert beim Übergang eines Kerns von einem angeregten Zustand in einen energetisch niedrigeren Zustand. Daher ergeben sich diskrete Gamma-Energien. Es handelt sich hierbei um Einteilchenanregungen oder um kollektive Rotations- oder Schwingungsanregungen [60].



B.2 Wechselwirkung von Photonen mit Materie

In Anknüpfung an den Gamma-Zerfall wird hier die Wechselwirkung des Zerfallsproduktes mit Materie diskutiert. Im Hinblick auf die bei der Transportrechnung in den Berechnungsprogrammen betrachteten Mechanismen ist dieser Abschnitt von Bedeutung. Wie in Abbildung B.2 zu erkennen ist, verlieren Photonen beim Durchgang durch Materie hauptsächlich Energie aufgrund dreier verschiedener Effekte:

1) Bei der Compton-Streuung werden Photonen an geladenen Teilchen elastisch gestreut. Der Wirkungsquerschnitt hierbei ist proportional zu Z und $\frac{1}{(m_{\text{Stoßpartner}})^2}$. Aus diesem Grund ist die Streuung nur an quasifreien Elektronen wichtig und bei Streuung an Kernen stark unterdrückt.

2) Beim Photoeffekt absorbieren die gebundenen Elektronen das Photon. Ein Teil des Photoimpulses wird dabei aber auch vom Atomkern aufgenommen. Bei Energien $E \ll 1 \text{ MeV}$ dominiert dieser Effekt. Der Wirkungsquerschnitt ist proportional zu Z^5 .

3) Die Paarerzeugung im Feld eines Kernes ist bei hohen Energien von Bedeutung. Die hier charakteristische Materialgröße ist die Strahlungslänge X_0 (vgl. Gleichung (B.11)). Für die Intensität der Photonen lässt sich in guter Näherung bei Photoenergien größer 100 MeV folgender Zusammenhang angeben:

$$\frac{dI}{I} = \frac{7}{9} \cdot \frac{dx}{X_0} \Rightarrow I = I_0 \cdot \exp\left(-\frac{7}{9} \cdot \frac{x}{X_0}\right). \quad (\text{B.8})$$

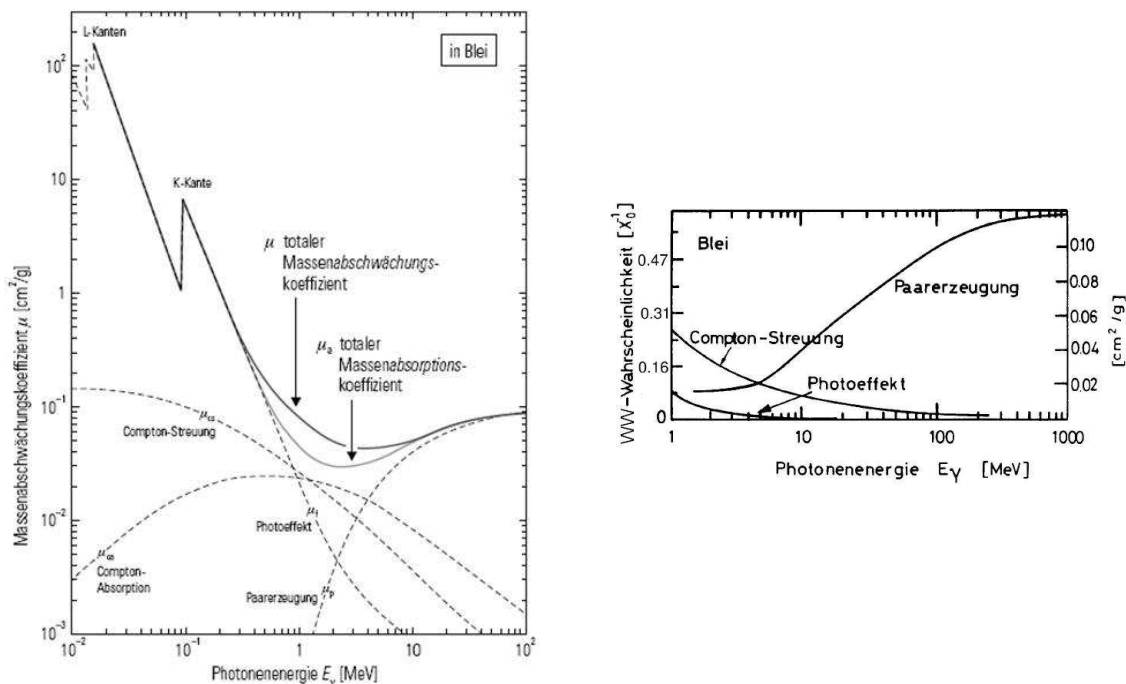


Abbildung B.2: Effekte der Photonen beim Durchgang durch Materie (hier Blei) [61]

B.3 Elektromagnetische Wechselwirkung von Elektronen

Die durch Elektronen aus dem Beta-Zerfall hervorgerufenen Sekundärreaktionen oder sonstige durch Wechselwirkungen frei gewordene Elektronen sind bei der Nachrechnung von Dosisleistungen im Außenbereich von Transport- und Lagerbehältern von

Relevanz. In diesem Abschnitt wird daher näher auf die Wechselwirkungseigenschaften von Elektronen eingegangen. Zudem werden Rechenvorschriften vorgestellt, um die Größenordnung der dargestellten Effekte abschätzen zu können.

B.3.1 Wechselwirkung mit den Elektronen der Materie

Durch Ionisation verlieren auch Elektronen Energie. Die klassische Bethe-Bloch-Formel ist in diesem Fall nicht zur Bestimmung der Energiedeposition anwendbar, da die Wechselwirkungspartner identische Teilchen sind, die Masse der Streuteilchen sehr klein ist und diese bei Energien von wenigen MeV relativistisch sind, d. h. $\beta = \frac{v}{c} = 1$ (v ist die Elektronengeschwindigkeit) gilt. Man berechnet hierbei alternativ:

$$\frac{dE}{dx}(\text{Ion., e}) \approx \frac{4\pi N_A \alpha^2}{m_e} \cdot \frac{Z}{A} \cdot \rho \cdot \left(\frac{1}{2} \ln(\gamma^2) + D \right), \quad (\text{B.9})$$

wobei $D \approx 7$ und folgende Variablen hierbei verwendet werden: $N_A = 6,02 \cdot 10^{23} \frac{1}{g}$, ρ = Massendichte, α = Feinstrukturkonstante $\approx \frac{1}{137}$, $\gamma = \frac{1}{\sqrt{1-\beta^2}}$, Z = Ordnungs- und A = Massezahl. Die typische Z/A -Proportionalität wird um einen relativistischen Term korrigiert. Bei hohen Energien geht diese Formel quantitativ in die Bethe-Bloch-Formel über.

B.3.2 Wechselwirkung mit den Kernen der Materie

Durchfliegen Elektronen das Feld eines Kernes, kann Bremsstrahlung entstehen. Die Energiedeposition hierbei für Teilchen der Energie E und einem Projektilteilchen der Masse m berechnet sich nach:

$$\frac{dE}{dx}(\text{Brems.}) \approx \frac{4N_A \alpha^3}{m^2} \cdot \frac{Z^2}{A} \cdot \rho \cdot \ln\left(\frac{138}{Z^{1/3}}\right) \cdot E. \quad (\text{B.10})$$

An Gleichung (B.10) sieht man deutlich, dass dieser Effekt nur bei schnellen, leichten Teilchen von Bedeutung ist, da die Wahrscheinlichkeit mit $\propto \frac{1}{m^2}$ abnimmt. Mit dem Kern als dritten Teilchen kommt ein Streuwahrscheinlichkeit $\propto \alpha^3$ zustande. Der Faktor Z^2 kommt dadurch zu Stande, dass die Amplitude bei elektromagnetischer Streuung eines einfach geladenen Teilchens mit Ordnungszahl Z proportional zu Z ist. Damit ist der einfließende Wirkungsquerschnitt, der proportional zur Amplitude im Quadrat ist, proportional zu Z^2 . Führt man die Strahlungslänge X_0 ein als:

$$\frac{1}{X_0} = \frac{4N_A \alpha^3}{m^2} \cdot \frac{Z^2}{A} \cdot \rho \cdot \ln\left(\frac{138}{Z^{1/3}}\right) \approx \frac{330}{Z\rho} \cdot \frac{g}{\text{cm}^3}, \quad (\text{B.11})$$

so lässt sich die Energiedeposition näherungsweise schreiben als:

$$\frac{dE}{dx}(\text{Brems.}) \approx \frac{E}{X_0}.$$

Durch Trennung der Variablen lässt sich eine exponentielle Energieabnahme mit der Eindringtiefe x erkennen:

$$E = E_0 \cdot \exp\left(-\frac{x}{X_0}\right). \quad (\text{B.12})$$

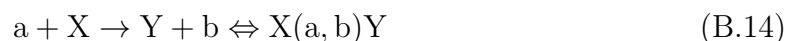
Generell lässt sich formulieren, dass bei kleinen Energien die Ionisation und bei Energien oberhalb der sogenannten kritischen Energie die Bremsstrahlung überwiegt. Die kritische Energie E_C eines Teilchens X wird aus dem Gleichsetzen der Energieverluste durch Ionisation und Bremsstrahlung gewonnen. Sie berechnet sich nach:

$$E_C^X \approx \frac{550 \text{ MeV}}{Z} \cdot \left(\frac{m_X}{m_e}\right)^2. \quad (\text{B.13})$$

B.4 Reaktionskinematik - Energieumsatz bei Kernreaktionen

Bevor die Wechselwirkung von Neutronen mit Materie diskutiert werden kann, müssen einige grundsätzliche Formalismen eingeführt und die Reaktionskinematik bei Kernreaktionen erläutert werden. Hier wird zunächst die Reaktion im Allgemeinen vorgestellt und im nachfolgenden Abschnitt für Neutronen konkretisiert.

Unter Kernreaktion versteht man im allgemeinen inelastische Stöße, bei denen Atomkerne X durch Teilchen a angeregt, in andere Kerne Y umgewandelt oder auch gespalten werden können, wobei ein Teilchen b emittiert wird. Diese Reaktion wird mit dem allgemeinen Reaktionsformalismus ausgedrückt:



Die linke Seite der Gleichung wird mit *Eingangskanal* und die rechte mit *Ausgangskanal* bezeichnet.

Kernreaktionen lassen sich in folgende Prozesskategorien unterteilen:

1. Die inelastische Streuung mit Kernanregung:

Die inelastische Streuung ist gegeben durch folgenden Reaktionsformalismus:



Ein Teil $\Delta E = \Delta E_1 + E_{\text{Rückstoß}}(X^*)$ der kinetischen Energie E des einfallenden Teilchens a wird hierbei in Anregungsenergie $\Delta E_1 = E_B(X) - E_B(X^*)$ und Rückstoßenergie des vor der Reaktion ruhenden Targetkerns X umgewandelt. Die in diesem Zusammenhang eingeführte Anregungsenergie wird aus der Differenz der Bindungsenergie der Kerne berechnet und tritt meist als Rotations- oder Schwingungsenergie von X^* auf.

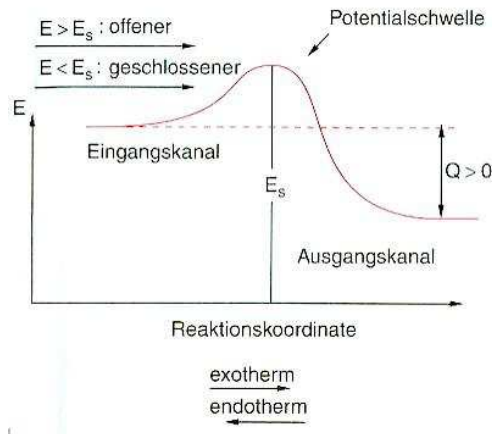
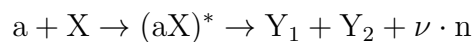


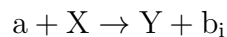
Abbildung B.3: Schematischer Potentialverlauf für exotherme und endotherme Reaktionen [63]

2. Die stoßinduzierte Kernspaltung:



Bei diesem Vorgang wird das Projektilteilchen a vom Kern X eingefangen und regt ihn aufgrund seiner kinetischen Energie oder seiner Bindungsenergie bei Anlagerung so hoch an, dass ein kurzlebiger Komplex $(aX)^*$ gebildet wird, der in Bruchstücke Y_i , $i \in \{1, 2\}$, zerfallen kann. Dabei werden zusätzlich $\nu \in \mathbb{N}$ Neutronen n emittiert.

3. Die reaktive Streuung:



Bei dieser Form der Kernreaktion, die auch als 'eigentliche' Kernreaktion bezeichnet wird, wird der Targetkern X in einen anderen Kern Y umgewandelt und emittiert dabei ein oder mehrere andere Teilchen b_i , $i \in \mathbb{N}$.

Die aufgezählten Reaktionen müssen folgende Erhaltungssätze erfüllen:

- Erhaltung der Nukleonenzahl,
- Erhaltung der Ladung,
- Energieerhaltung,
- Erhaltung der Summe aus Impuls und Drehimpuls und
- Erhaltung der Parität.

Zur Berechnung, ob die Reaktionen energetisch möglich sind, wird zunächst die Energieerhaltung für die in B.14 gegebene Reaktionsgleichung angesetzt. Die Gesamtenergie der Reaktion ist dabei die Summe aus kinetischer und Ruheenergie der Teilchen. Durch

Trennung von Energie und Massentermen in der sich ergebenden Gleichung ergibt sich der sogenannte Q -Wert, der auch als Wärmetönung bezeichnet wird. Er beinhaltet physikalisch gesehen die Massenterme der Gleichung und charakterisiert das Reaktionsverhalten:

$$Q = ((m_a + m_X) - (m_Y + m_b)) \cdot c^2 \quad (\text{B.15})$$

Ist $Q > 0$, so steigt die kinetische Energie der Teilchen insgesamt. Die Reaktion ist **exotherm**. Kernmasse wird hierbei in kinetische Energie umgewandelt.

Bei einem Wert von $Q < 0$ nimmt die Energie demzufolge ab. Die Reaktion ist **endotherm**. Kinetische Energie wird in Kernmasse umgewandelt.

Kernreaktionen lassen sich sehr gut durch das von Niels Bohr entwickelte **Compoundkern-Modell** verstehen: Die beiden Reaktanden stoßen zusammen und verschmelzen zu einem Zwischenkern, dem Compoundkern. Die bei der Verschmelzung auftretende hohe Bindungsenergie führt zu einer hohen Anregung des Zwischenkerns, der deshalb direkt wieder zerfällt. Die auftretende Bindungsenergie verteilt sich bei der Verschmelzung statistisch auf viele innere Freiheitsgrade der Nukleonen. Somit ist der Zerfallskanal nur von der Energie abhängig und nicht vom spezifischen Eingangskanal. Bohr zerlegte also in seinem Modell die Kernreaktion in zwei Schritte, die Fusion der beiden Reaktionspartner und den Zerfall des Compoundkerns. In Abbildung B.3 ist der schematische Potentialverlauf für exo- und endotherme Reaktionen dargestellt. Eingangs- und Ausgangskanal werden durch die Schwellenergie getrennt [60]. Übersteigt die Energie E am Eingangskanal die Schwellenergie $E_S(k)$ für eine Reaktion k , so wird der zugehörige Ausgangskanal (k) als geöffnet bezeichnet. Für die Schwellenergie $E_S(k)$ muss die Wärmetönung Q und die Energie der Schwerpunktbewegung aufgebracht werden. Hat das einfallende Teilchen a aus Gleichung B.14 die kinetische Energie $E_{\text{kin}} = p_a^2 / (2 \cdot m_a)$, so ist die Energie der Schwerpunktbewegung:

$$E_{\text{kin-Schwerpunkt}} = \frac{(p_a)^2}{2 \cdot (m_a + m_X)}$$

Damit ist die Schwellenergie:

$$E_S = -Q + E_{\text{kin-Schwerpunkt}} = -Q + \frac{(p_a)^2}{2 \cdot (m_a + m_X)} = -Q \cdot \left(1 + \frac{m_a}{m_X}\right) \quad (\text{B.16})$$

B.5 Wechselwirkung von Neutronen mit Materie

In einem Brennelement bzw. einem Reaktor treten während der Laufzeit und später beim Durchgang der Neutronen durch Materie in einem Transport und Lagerbehälter unterschiedliche Wechselwirkungen auf. Diese lassen sich entsprechend Abbildung B.4 in zwei Kategorien, die Streuung und die Absorption, unterteilen.

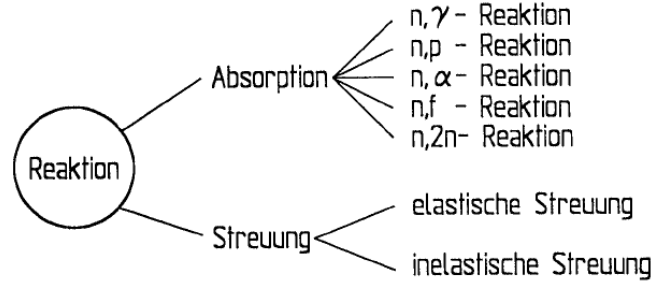


Abbildung B.4: Schematische Darstellung der möglichen Neutronen-Wechselwirkungen [64].

Grundsätzlich werden die Wechselwirkungen von Neutronen und Kernen durch Wirkungsquerschnitte beschrieben. Dabei wird zwischen mikroskopischen σ und makroskopischen Σ Wirkungsquerschnitten unterschieden, die über den Zusammenhang

$$\Sigma = \sigma \cdot N, \quad (\text{B.17})$$

wobei N die Anzahl der für die Wechselwirkung in Frage kommenden Atomkerne ist, verknüpft sind. In der Literatur wird häufig die mittlere freie Weglänge $\bar{\lambda}$ erwähnt, die berechnet wird nach

$$\bar{\lambda} = \frac{1}{\Sigma}. \quad (\text{B.18})$$

Die Zahl der Wechselwirkungen bzw. Reaktionen wird über den Begriff der Reaktionsraten definiert, der in einfachster Form bei monoenergetischen Neutronen und räumlich konstanten Verhältnissen beschrieben wird durch [64]:

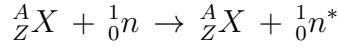
$$R = n \cdot v \cdot \sigma \cdot N = \Phi \cdot \Sigma \quad (\text{B.19})$$

mit n der Neutronenanzahl, v der Neutronengeschwindigkeit und Φ der integralen Flussdichte der Neutronen. Sind die Neutronen energetisch verteilt und ist die gesamte Reaktionsrate über ein bestimmtes Volumen V zu bilden, so gilt in der allgemeinen Form

$$R_{ges} = \int_E \int_V \Phi(E, \vec{r}) \cdot \Sigma(E, \vec{r}) \cdot dE dV. \quad (\text{B.20})$$

Im Nachfolgenden werden die in Abbildung B.4 dargestellten Reaktionen und ihre Kinetik in Anlehnung an [64] kurz zusammengefasst. Dabei werden sie den im vorherigen Abschnitt vorgestellten Reaktionstypen zugeordnet, soweit dies physikalisch möglich ist. Für detailliertere Betrachtungen wird auf die gängige Literatur (z. B. Stacey [65]) und weitere Veröffentlichungen (z. B. Fröhner [44]) zu diesem Thema verwiesen.

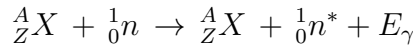
B.5.1 Die elastische Streuung



Die elastische Streuung ist im Abschnitt der Reaktionskinematik von Kernreaktionen nicht aufgeführt, da im Wesentlichen das Neutron beim Stoß einen Energieverlust erleidet und der Kern hiervon unberührt bleibt. Der Stoß folgt dem Gesetz der klassischen Mechanik und die Energie des Neutrons nach dem Stoß wird bei einem Streuwinkel θ und einer Anfangsenergie E_0 ausgedrückt durch

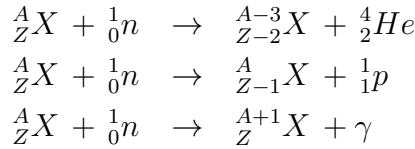
$$\begin{aligned} E &= E_0 \cdot \frac{1}{2} \cdot ((1 + \zeta) + (1 - \zeta) \cdot \cos(\theta)) \text{ mit} \\ \zeta &= \left(\frac{A-1}{A+1} \right)^2. \end{aligned} \quad (\text{B.21})$$

B.5.2 Die inelastische Streuung



Die inelastische Streuung entspricht dem in Abschnitt B.4 diskutierten Punkt 1.

B.5.3 Die (n, α) -, (n, p) - und (n, γ) -Reaktion



Die vorliegenden Reaktionen sind parasitäre Absorptionen von Neutronen und besitzen jeweils unterschiedliche Schwellenergien (vgl. zur Berechnung Abschnitt B.4). Neutroneneinfänge können bei allen Energien stattfinden. Mit zunehmender Energie E bzw. Geschwindigkeit v wird die Aufenthaltsdauer eines Neutrons in Kernnähe jedoch immer geringer. Als Konsequenz sinkt die Wechselwirkungswahrscheinlichkeit. Allgemein kann man in diesem Fall für den Wirkungsquerschnitt sagen:

$$\sigma(E) \sim \frac{1}{v} \sim \frac{1}{E}. \quad (\text{B.22})$$

Bei gewissen Kernen existieren für intermediäre Energien bestimmte Energieniveaus, die bei Wechselwirkung angeregt werden können und dann sogenannten Resonanzcharakter zeigen. Hier steigt der Wirkungsquerschnitt überproportional an. Resonanzquerschnitte werden üblicherweise mathematisch durch die Breit-Wigner-Formel beschrieben

$$\sigma_{n\gamma}(E) \sim \frac{\Gamma_{n\gamma} \cdot \sigma_0}{(E - E_R)^2 + \frac{\Gamma^2}{4}}, \quad (\text{B.23})$$

wobei hier E_R die Resonanzenergie, Γ die Halbwertsbreite der Resonanz und σ_0 die maximale Höhe der Resonanzenergie ist, wie es schematisch in Abbildung B.5 dargestellt ist.

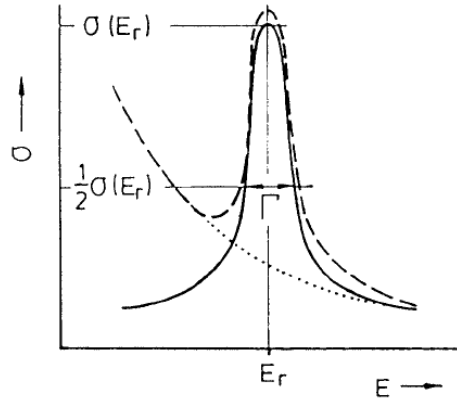
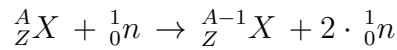


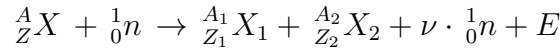
Abbildung B.5: Schematische Darstellung der Resonanz [64]

B.5.4 Die $(n, 2n)$ -Reaktion

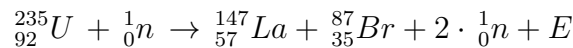


Besonders beim Isotop ${}_{92}^{238}\text{U}$ tritt oberhalb von 6,5 MeV dieser Reaktionstyp auf. Dieser ist verantwortlich für eine geringfügige Erhöhung der Neutronenzahl im Brennstoff während der Laufzeit.

B.5.5 Die Spaltung



Die Spaltung entspricht dem in Abschnitt B.4 diskutierten Punkt 2. Als konkretes Beispiel für diese Reaktion kann man folgende Reaktion nennen:



Typische Neutronenanzahlen ν , die bei diesem Prozess frei werden, liegen zwischen 2 und 4. Die Resultate dieser Reaktion sind die für die Abbrandberechnung wichtigen Spaltprodukte. Diese stellen einen Teil der in dieser Arbeit betrachteten Quellen im Transport- und Lagerbehälter dar ¹. Entsprechend der Ausbeutekurve bei der Spaltung (vgl. Abbildung B.6) werden die einzelnen Spaltprodukte mit charakteristischen Anteilen je nach Spaltstoff und Energie des die Spaltung auslösenden Neutrons erzeugt. Die Menge der einzelnen Spaltprodukte im Reaktor, die sich durch unterschiedliche Effekte im Laufe der Einsatzzeit eines Brennelements ändern, lässt sich durch folgende Gleichung erfassen:

$$\frac{dN_i}{dt} = \gamma_i \cdot \Sigma_f \cdot \Phi - \lambda_i \cdot N_i - \sigma_{ai} \cdot N_i \cdot \Phi + \sigma_{ak} \cdot N_k \cdot \Phi + \lambda_j \cdot N_j - L_i, \quad (\text{B.24})$$

¹Die Quellen bestehen ebenfalls aus Aufbauprodukten, die durch Aktivierung (z. B. ${}^{60}\text{Co}$) bzw. durch Neutroneneinfang (z. B. ${}^{244}\text{Cm}$) erzeugt werden.

mit N_i als Kernanzahl des Isotops i , γ_i als Ausbeute des Isotops i je Spaltung, Σ_f als makroskopischem Wirkungsquerschnitt der Spaltung, Φ der Neutronenflussdichte, λ_i als Zerfallskonstante des Isotops i , σ_{ai} bzw. σ_{aj} als mikroskopischem Absorptionsquerschnitt und L_i als Leakage des Isotops i . Der Index j bzw. k bezeichnet den Vorläufer aus dem das Isotop i durch radioaktiven Zerfall bzw. Neutroneneinfang entstehen kann [66].

Wie die Kollision eines Neutrons mit einem Kern eines Nuklides in Transportrechnungen rechnerisch umgesetzt wird, wird in Abschnitt 3.2 näher erläutert.

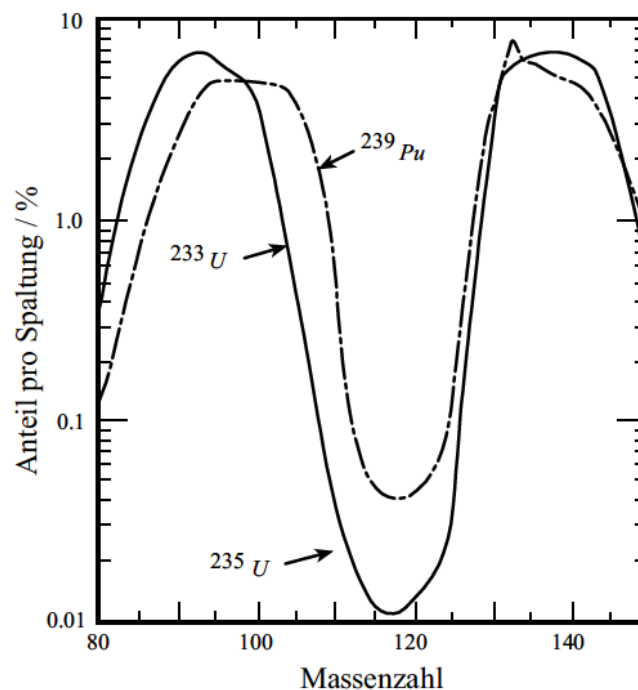


Abbildung B.6: Spaltproduktausbeute in Abhängigkeit der Massenzahl (Hinweis: Die Darstellung ist normiert auf 200 % entsprechend zwei Spaltprodukten pro Spaltung) [66]

B.6 Wechselwirkung von Neutronen mit Nuklidkernen in der Transportrechnung

Zur Beschreibung der Wechselwirkung von Neutronen mit Nuklidkernen in der Transportrechnung können unterschiedliche theoretische Modelle gewählt werden, die in den nachfolgenden beiden Abschnitten erläutert werden. Dazu zählt zum einen das Free Gas Thermal Treatment und zum anderen die $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung.

B.6.1 Free Gas Thermal Treatment

Ein Zusammenstoß zwischen einem Neutron und einem Atomkern wird maßgeblich durch die thermische Bewegung des Atoms beeinflusst. In den meisten Fällen ist die Kollision sogar durch weitere Atome im Nahfeld mitbestimmt. Die thermische Bewegung kann in Monte-Carlo-Methoden folglich nicht vernachlässigt werden. MCNPTM stellt hierfür zunächst das sogenannte Free Gas Thermal Treatment, das auf der Approximation eines freien Elektronengases basiert, bereit. Diese setzt voraus, dass im Bereich des Atomgewichtes und der Neutronenenergie, in der thermische Effekte signifikant sind, der elastische Streuquerschnitt bei null Kelvin als unabhängig von der Energie des Neutrons und dass die Reaktionsquerschnitte als unabhängig von der Temperatur genähert werden können. Mit diesen Annahmen besteht das Free Gas Thermal Treatment darin, den elastischen Streuquerschnitt anzupassen und die Geschwindigkeit des Target-Kerns zu berücksichtigen, sofern bei der Berechnung Stoßkinematik auftritt.

- *Anpassen des elastischen Streuquerschnitts:*

Im Free Gas Thermal Treatment wird der hinterlegte Streuquerschnitt σ_b bei null Kelvin um den Faktor F mit

$$F = \left(1 + \frac{0,5}{a^2}\right) \cdot \operatorname{erf}(a) + \frac{\exp(-a^2)}{a\sqrt{\pi}} \quad (\text{B.25})$$

angepasst. Dabei ist $a = \sqrt{\frac{AE}{kT}}$, mit A dem Atomgewicht, E der Neutronenenergie, T der Temperatur und k der Boltzmannkonstante.

- *Bestimmung der Geschwindigkeit des Target-Kerns:*

Die Geschwindigkeit des Target-Kerns folgt einer Wahrscheinlichkeitsverteilung. Bei der Monte-Carlo-Rechnung wird im Falle eines Stoßes die Geschwindigkeit des Target-Kerns auf Basis dieser Verteilung bestimmt und von der Geschwindigkeit des Neutrons subtrahiert, um eine Relativgeschwindigkeit zu erhalten. Die Physik des Stoßes wird somit im Ruhesystem des Target-Kerns betrachtet und die Geschwindigkeiten nach dem Stoß werden abschließend in das Laborsystem durch Addition der Target-Kern-Geschwindigkeit transformiert. Ist die Energie des einfallenden Neutrons größer als $400 kT$ und ist der Target-Kern nicht ^1H , so ist im Free Gas Thermal Treatment die Geschwindigkeit des Target-Kerns null. Andernfalls wird wie folgt vorgegangen:

Der effektive Streuquerschnitt im Laborsystem für ein Neutron mit der kinetischen Energie E ist in Anlehnung an die Gleichung zur Doppler-Verbreiterung:

$$\sigma_s^{eff}(E) = \frac{1}{\nu_n} \cdot \int \int \sigma_s(\nu_{rel}) \cdot \nu_{rel} \cdot p(V) \cdot d\nu \frac{d\mu_t}{2}, \quad (\text{B.26})$$

wobei ν_{rel} die Relativgeschwindigkeit zwischen einem Neutron, das sich mit der skalaren Geschwindigkeit ν_n bewegt, und einem Target-Kern mit der Geschwin-

digkeit V ist. Die Größe μ_t ist der Kosinus des Winkels zwischen den Richtungsvektoren der Flugrichtung des Neutrons und der des Target-Kerns. ν_{rel} wird beschrieben durch:

$$\nu_{rel} = \sqrt{\nu_n^2 + V^2 - 2 \cdot \nu_n \cdot V \cdot \mu_t}.$$

In Gleichung B.26 wird der Streuquerschnitt bei Relativgeschwindigkeit mit $\sigma_S(\nu_{rel})$ bezeichnet und $p(V)$ ist die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der Maxwell-Verteilung der Target-Kern-Geschwindigkeiten mit

$$p(V) = \frac{4}{\sqrt{\pi}} \cdot \beta^3 \cdot V^2 \cdot \exp(-\beta^2 V^2)$$

und

$$\beta = \sqrt{\frac{A \cdot M_n}{2kT}}.$$

Mit A wird hier die Masse des Target-Kerns in Neutronenmasseneinheiten, mit M_n die Neutronenmasse in $\frac{\text{MeV} \cdot \text{sh}^2}{\text{cm}^2}$ (sh = shake = 10^{-8} s) und mit kT die Gleichgewichtstemperatur des Target-Kerns in MeV bezeichnet.

Gleichung B.26 impliziert, dass die Wahrscheinlichkeitsverteilung eines Target-Kerns der Geschwindigkeit V und Richtungskosinus μ_t beschrieben wird durch

$$P(V, \mu_t) = \frac{\sigma_S(\nu_{rel}) \cdot \nu_{rel} \cdot p(V)}{2 \cdot \sigma_s^{eff}(E) \cdot \nu_n}. \quad (\text{B.27})$$

Es wird hier vorausgesetzt, dass die Veränderung von $\sigma_S(\nu)$ mit der Target-Geschwindigkeit vernachlässigt werden kann. Dies ist darin begründet, dass für leichte Kerne $\sigma_S(\nu_{rel})$ sich nur leicht mit der Geschwindigkeit verändert und dass bei schweren Kernen, bei denen sich $\sigma_S(\nu_{rel})$ stark ändern kann, der durch Streuung erzielte moderierende Effekt so klein ist, dass die aus der Approximation folgenden Konsequenzen vernachlässigbar sind. Insgesamt folgt dann für die richtungsabhängige Wahrscheinlichkeitsverteilung der Geschwindigkeit des Target-Kerns im Free Gas Thermal Treatment

$$P(V, \mu_t) \sim \sqrt{\nu_n^2 \cdot V^2 - 2 \cdot V \cdot \nu_n \cdot \mu_t} \cdot V^2 \cdot \exp(-\beta^2 V^2). \quad (\text{B.28})$$

B.6.2 $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung

Zusätzlich zum Free Gas Thermal Treatment wird die von der ENDF vorgeschlagene $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung zur Verfügung gestellt, die chemische Bindungen und kristalline Strukturen berücksichtigt. Sie repräsentiert die Streuung von thermischen Neutronen an Molekülen oder kristallinen Festkörpern vollständig. Dabei werden zwei Reaktionsprozesse zugelassen:

1. Zum einen die inelastische Streuung mit der nach ENDF $S(\alpha, \beta)$ -Ableitung des Streuquerschnitts

$$\sigma_{in}(E \rightarrow E', \mu_0^{lab}) = \frac{\sigma_b}{4\pi k_B T} \cdot \sqrt{\frac{E'}{E}} \cdot \exp\left(-\frac{\beta}{2}\right) \cdot S(\alpha, \beta), \quad (\text{B.29})$$

wobei α und β der Impuls und der Energietransfer in dimensionslosen Größen sind mit

$$\alpha = \frac{E + E' - 2\sqrt{EE'} \cdot \mu_0^{lab}}{Ak_B T}, \quad \beta = \frac{E' - E}{k_B T}$$

und E' die Energie nach dem Stoß, sowie μ_0^{lab} den Richtungskosinus im Laborsystem bezeichnet. Der Term $S(\alpha, \beta)$ beinhaltet dabei die Wahrscheinlichkeit eines spezifischen Momentes und Energietransfers. Im Falle der Short-Time-Collision Approximation und energieunabhängigen Wirkungsquerschnitten kann $S(\alpha, \beta)$ geschrieben werden als [67]

$$S(\alpha, \beta) = \frac{\exp\left(-\frac{\alpha^2 + \beta^2}{4\alpha}\right)}{2\sqrt{\pi\alpha}}. \quad (\text{B.30})$$

Die zugehörigen Querschnitte sind jeweils im Berechnungsprogramm tabellarisch hinterlegt.

2. Zum anderen wird die elastische Streuung ohne Änderung der Neutronenenergie nach dem Stoß für Festkörper mit Wirkungsquerschnitt σ_{el} zugelassen. Die elastische Streuung erfolgt mit einer Wahrscheinlichkeit proportional zu $\left(\frac{\sigma_{el}}{\sigma_{el} + \sigma_{in}}\right)$.

Anhang C

Ergänzungen zur Dosiskonversion in MCNPTM und MAVRIC

C.1 Konversion nach ICRP 21 für Photonen und Neutronen

ICRP 21 für Photonen in MAVRIC								
Energie, MeV		DL/ Φ , (rem cm ² s/h)	Energie, MeV		DL/ Φ , (rem cm ² s/h)	Energie, MeV		DL/ Φ , (rem cm ² s/h)
Obere Gruppen- grenze	Mittlere Gruppen- energie		Obere Gruppen- grenze	Mittlere Gruppen- energie		Obere Gruppen- grenze	Mittlere Gruppen- energie	
<i>1,0000E-02</i>	-	<i>0,00E+00</i>	6,0000E-01	5,5600E-01	1,04E-06	2,7500E+00	2,6250E+00	3,65E-06
2,0000E-02	1,5000E-02	1,11E-06	7,0000E-01	6,5000E-01	1,22E-06	3,0000E+00	2,8750E+00	3,89E-06
3,0000E-02	2,5000E-02	3,72E-07	8,0000E-01	7,5000E-01	1,39E-06	3,5000E+00	3,2500E+00	4,20E-06
4,5000E-02	3,7500E-02	1,74E-07	9,0000E-01	8,5000E-01	1,55E-06	4,0000E+00	3,7500E+00	4,58E-06
6,0000E-02	5,2500E-02	1,18E-07	1,0000E+00	9,5000E-01	1,71E-06	4,5000E+00	4,2500E+00	4,97E-06
7,0000E-02	6,5000E-02	1,13E-07	1,2000E+00	1,1000E+00	1,93E-06	5,0000E+00	4,7500E+00	5,36E-06
7,5000E-02	7,2500E-02	1,17E-07	1,3300E+00	1,2650E+00	2,14E-06	5,5000E+00	5,2500E+00	5,74E-06
1,0000E-01	8,7500E-02	1,30E-07	1,4400E+00	1,3850E+00	2,30E-06	6,0000E+00	5,7500E+00	6,08E-06
1,5000E-01	1,2500E-01	1,92E-07	1,5000E+00	1,4700E+00	2,40E-06	6,5000E+00	6,2500E+00	6,44E-06
2,0000E-01	1,7500E-01	2,90E-07	1,5700E+00	1,5350E+00	2,48E-06	7,0000E+00	6,7500E+00	6,80E-06
2,6000E-01	2,3000E-01	4,07E-07	1,6600E+00	1,6150E+00	2,58E-06	7,5000E+00	7,2500E+00	7,16E-06
3,0000E-01	2,8000E-01	5,13E-07	1,8000E+00	1,7300E+00	2,72E-06	8,0000E+00	7,7500E+00	7,52E-06
4,0000E-01	3,5000E-01	6,62E-07	2,0000E+00	1,9000E+00	2,92E-06	1,0000E+01	9,0000E+00	8,40E-06
4,5000E-01	4,2500E-01	8,05E-07	2,1500E+00	2,0750E+00	3,11E-06	1,2000E+01	1,1000E+01	9,76E-06
5,1000E-01	4,8000E-01	8,82E-07	2,3500E+00	2,2500E+00	3,28E-06	1,4000E+01	1,3000E+01	1,11E-05
5,1200E-01	5,1100E-01	9,34E-07	2,5000E+00	2,4250E+00	3,46E-06	2,0000E+01	1,7000E+01	1,35E-05

Tabelle C.1: In Anlehnung an [27] interpolierte Stützstellen für die Dosiskonversion nach ICRP 21 für Photonen in MAVRIC. Die erste, kursiv gedruckte Energiegruppe entspricht der unteren Darstellungsgrenze in MAVRIC

ICRP 21 für Neutronen in MAVRIC											
Energie, MeV		DL/ Φ , (rem cm ² s/h)	Energie, MeV		DL/ Φ , (rem cm ² s/h)	Energie, MeV		DL/ Φ , (rem cm ² s/h)	Energie, MeV		DL/ Φ , (rem cm ² s/h)
Obere Gruppen- grenze	Mittlere Gruppen- energie		Obere Gruppen- grenze	Mittlere Gruppen- energie		Obere Gruppen- grenze	Mittlere Gruppen- energie		Obere Gruppen- grenze	Mittlere Gruppen- energie	
<i>1,0000E-11</i>	-	<i>0,00E+00</i>	2,1445E-04	1,9074E-04	4,03E-06	1,5764E-01	1,5380E-01	2,89E-05	2,3069E+00	2,2691E+00	1,44E-04
5,0000E-10	2,5500E-10	2,96E-06	2,7536E-04	2,4491E-04	3,98E-06	1,6573E-01	1,6169E-01	3,01E-05	2,3457E+00	2,3263E+00	1,44E-04
2,0000E-09	1,2500E-09	3,24E-06	3,5357E-04	3,1447E-04	3,93E-06	1,7422E-01	1,6998E-01	3,12E-05	2,3653E+00	2,3555E+00	1,44E-04
5,0000E-09	3,5000E-09	3,44E-06	4,5400E-04	4,0379E-04	3,88E-06	1,8316E-01	1,7869E-01	3,25E-05	2,3852E+00	2,3753E+00	1,44E-04
1,0000E-08	7,5000E-09	3,59E-06	5,8295E-04	5,1848E-04	3,83E-06	1,9255E-01	1,8786E-01	3,37E-05	2,4660E+00	2,4256E+00	1,44E-04
1,4500E-08	1,2250E-08	3,70E-06	7,4852E-04	6,6574E-04	3,78E-06	2,0242E-01	1,9749E-01	3,50E-05	2,5924E+00	2,5292E+00	1,44E-04
2,1000E-08	1,7750E-08	3,77E-06	9,6112E-04	8,5482E-04	3,73E-06	2,1280E-01	2,0761E-01	3,64E-05	2,7253E+00	2,6589E+00	1,44E-04
3,0000E-08	2,5500E-08	3,85E-06	1,2341E-03	1,0976E-03	3,69E-06	2,2371E-01	2,1826E-01	3,78E-05	2,8651E+00	2,7952E+00	1,44E-04
4,0000E-08	3,5000E-08	3,93E-06	1,5846E-03	1,4094E-03	3,68E-06	2,3518E-01	2,2945E-01	3,93E-05	3,0119E+00	2,9385E+00	1,45E-04
5,0000E-08	4,5000E-08	3,98E-06	2,0347E-03	1,8097E-03	3,67E-06	2,4724E-01	2,4121E-01	4,08E-05	3,1664E+00	3,0892E+00	1,45E-04
7,0000E-08	6,0000E-08	4,05E-06	2,2487E-03	2,1417E-03	3,66E-06	2,7324E-01	2,6024E-01	4,33E-05	3,3287E+00	3,2476E+00	1,45E-04
1,0000E-07	8,5000E-08	4,13E-06	2,4852E-03	2,3670E-03	3,65E-06	2,8725E-01	2,8025E-01	4,58E-05	3,6788E+00	3,5038E+00	1,45E-04
1,2500E-07	1,1250E-07	4,19E-06	2,6126E-03	2,5489E-03	3,65E-06	2,9452E-01	2,9089E-01	4,71E-05	4,0657E+00	3,8723E+00	1,46E-04
1,5000E-07	1,3750E-07	4,22E-06	2,7465E-03	2,6796E-03	3,64E-06	2,9721E-01	2,9587E-01	4,78E-05	4,4933E+00	4,2795E+00	1,46E-04
1,8400E-07	1,6700E-07	4,25E-06	3,0354E-03	2,8910E-03	3,64E-06	2,9849E-01	2,9785E-01	4,80E-05	4,7237E+00	4,6085E+00	1,47E-04
2,2500E-07	2,0450E-07	4,28E-06	3,3546E-03	3,1950E-03	3,63E-06	3,0197E-01	3,0023E-01	4,83E-05	4,9659E+00	4,8448E+00	1,47E-04
2,7500E-07	2,5000E-07	4,32E-06	3,7074E-03	3,5310E-03	3,63E-06	3,3373E-01	3,1785E-01	5,05E-05	5,2205E+00	5,0932E+00	1,47E-04
3,2500E-07	3,0000E-07	4,35E-06	4,3074E-03	4,0074E-03	3,62E-06	3,6883E-01	3,5128E-01	5,45E-05	5,4881E+00	5,3543E+00	1,47E-04
3,6680E-07	3,4590E-07	4,37E-06	5,5308E-03	4,9191E-03	3,61E-06	3,8774E-01	3,7829E-01	5,77E-05	5,7695E+00	5,6288E+00	1,47E-04
4,1399E-07	3,9040E-07	4,39E-06	7,1017E-03	6,3163E-03	3,60E-06	4,0762E-01	3,9768E-01	5,99E-05	6,0653E+00	5,9174E+00	1,47E-04
5,0000E-07	4,5700E-07	4,42E-06	9,1188E-03	8,1103E-03	3,58E-06	4,5049E-01	4,2906E-01	6,35E-05	6,3763E+00	6,2208E+00	1,47E-04
5,3158E-07	5,1579E-07	4,44E-06	1,0595E-02	9,8569E-03	3,57E-06	4,9787E-01	4,7418E-01	6,86E-05	6,5924E+00	6,4844E+00	1,47E-04
6,2506E-07	5,7832E-07	4,46E-06	1,1709E-02	1,1152E-02	3,88E-06	5,2340E-01	5,1064E-01	7,25E-05	6,7032E+00	6,6478E+00	1,47E-04
6,8256E-07	6,5381E-07	4,48E-06	1,5034E-02	1,3372E-02	4,46E-06	5,5023E-01	5,3682E-01	7,52E-05	7,0469E+00	6,8751E+00	1,47E-04
8,0000E-07	7,4128E-07	4,50E-06	1,9305E-02	1,7170E-02	5,40E-06	5,7844E-01	5,6434E-01	7,79E-05	7,4082E+00	7,2276E+00	1,47E-04
8,7643E-07	8,3822E-07	4,52E-06	2,1875E-02	2,0590E-02	6,20E-06	6,0810E-01	5,9327E-01	8,08E-05	7,7880E+00	7,5981E+00	1,47E-04
1,0000E-06	9,3822E-07	4,54E-06	2,3579E-02	2,2727E-02	6,69E-06	6,3928E-01	6,2369E-01	8,38E-05	8,1873E+00	7,9877E+00	1,47E-04
1,0400E-06	1,0200E-06	4,55E-06	2,4176E-02	2,3878E-02	6,95E-06	6,7206E-01	6,5567E-01	8,69E-05	8,6071E+00	8,3972E+00	1,47E-04
1,0800E-06	1,0600E-06	4,54E-06	2,4788E-02	2,4482E-02	7,08E-06	7,0651E-01	6,8929E-01	9,01E-05	9,0484E+00	8,8278E+00	1,47E-04
1,1253E-06	1,1027E-06	4,54E-06	2,6058E-02	2,5423E-02	7,29E-06	7,4274E-01	7,2463E-01	9,34E-05	9,5123E+00	9,2804E+00	1,47E-04
1,3000E-06	1,2127E-06	4,53E-06	2,7000E-02	2,6529E-02	7,53E-06	7,8082E-01	7,6178E-01	9,69E-05	1,0000E+01	9,7562E+00	1,47E-04
1,4450E-06	1,3725E-06	4,52E-06	2,8501E-02	2,7751E-02	7,80E-06	8,2085E-01	8,0084E-01	1,00E-04	1,0513E+01	1,0257E+01	1,47E-04
1,8554E-06	1,6502E-06	4,51E-06	3,1828E-02	3,0165E-02	8,31E-06	8,6294E-01	8,4190E-01	1,04E-04	1,1052E+01	1,0783E+01	1,48E-04
2,3824E-06	2,1189E-06	4,48E-06	3,4307E-02	3,3068E-02	8,92E-06	9,0718E-01	8,8506E-01	1,08E-04	1,1618E+01	1,1335E+01	1,48E-04
3,0590E-06	2,7207E-06	4,46E-06	4,0868E-02	3,7588E-02	9,84E-06	9,6164E-01	9,3441E-01	1,12E-04	1,2214E+01	1,1916E+01	1,49E-04
3,9279E-06	3,4935E-06	4,44E-06	4,6309E-02	4,3589E-02	1,10E-05	1,0026E+00	9,8212E-01	1,16E-04	1,2523E+01	1,2369E+01	1,49E-04
5,0435E-06	4,4857E-06	4,42E-06	5,2475E-02	4,9392E-02	1,21E-05	1,1080E+00	1,0553E+00	1,20E-04	1,2840E+01	1,2682E+01	1,49E-04
6,4760E-06	5,7598E-06	4,40E-06	5,6562E-02	5,4519E-02	1,31E-05	1,1648E+00	1,1364E+00	1,22E-04	1,3499E+01	1,3170E+01	1,50E-04
8,3153E-06	7,3957E-06	4,38E-06	6,7379E-02	6,1971E-02	1,44E-05	1,2246E+00	1,1947E+00	1,24E-04	1,3840E+01	1,3670E+01	1,50E-04
1,0677E-05	9,4962E-06	4,35E-06	7,1998E-02	6,9689E-02	1,58E-05	1,2874E+00	1,2560E+00	1,26E-04	1,4191E+01	1,4016E+01	1,50E-04
1,3710E-05	1,2194E-05	4,33E-06	7,9499E-02	7,5749E-02	1,68E-05	1,3534E+00	1,3204E+00	1,27E-04	1,4550E+01	1,4371E+01	1,51E-04
1,7604E-05	1,5657E-05	4,31E-06	8,2503E-02	8,1001E-02	1,77E-05	1,4227E+00	1,3881E+00	1,29E-04	1,4918E+01	1,4734E+01	1,51E-04
2,2603E-05	2,0104E-05	4,29E-06	8,6517E-02	8,4510E-02	1,83E-05	1,4957E+00	1,4592E+00	1,31E-04	1,5683E+01	1,5301E+01	1,51E-04
2,9023E-05	2,5813E-05	4,27E-06	9,8037E-02	9,2277E-02	1,96E-05	1,5724E+00	1,5341E+00	1,33E-04	1,6487E+01	1,6085E+01	1,52E-04
3,7266E-05	3,3145E-05	4,26E-06	1,1109E-01	1,0456E-01	2,15E-05	1,6530E+00	1,6127E+00	1,35E-04	1,6905E+01	1,6696E+01	1,52E-04
4,7851E-05	4,2559E-05	4,24E-06	1,1679E-01	1,1394E-01	2,30E-05	1,7377E+00	1,6954E+00	1,37E-04	1,7332E+01	1,7119E+01	1,52E-04
6,1442E-05	5,4647E-05	4,22E-06	1,2277E-01	1,1978E-01	2,39E-05	1,8268E+00	1,7823E+00	1,39E-04	1,9640E+01	1,8486E+01	1,53E-04
7,8893E-05	7,0168E-05	4,20E-06	1,2907E-01	1,2592E-01	2,48E-05	1,9205E+00	1,8737E+00	1,40E-04	2,0000E+01	1,9820E+01	1,54E-04
1,0130E-04	9,0097E-05	4,18E-06	1,3569E-01	1,3238E-01	2,58E-05	2,0190E+00	1,9698E+00	1,42E-04			
1,3007E-04	1,1569E-04	4,14E-06	1,4264E-01	1,3917E-01	2,68E-05	2,1225E+00	2,0708E+00	1,43E-04			
1,6702E-04	1,4855E-04	4,09E-06	1,4996E-01	1,4630E-01	2,78E-05	2,2313E+00	2,1769E+00	1,43E-04			

Tabelle C.2: Dosiskonversion nach ICRP 21 für Neutronen in MAVRIC interpoliert aus [27]. Die erste, kursiv gedruckte Energiegruppe entspricht der unteren Darstellungsgrenze in MAVRIC

C.2 Energiedosisleistung für Photonen nach ICRU 57

ICRU 57 für Photonen in MAVRIC								
Energie, MeV		Kerma/ Φ , (pGy cm ²)	Energie, MeV		Kerma/ Φ , (pGy cm ²)	Energie, MeV		Kerma/ Φ , (pGy cm ²)
Obere Gruppen- grenze	Mittlere Gruppen- energie		Obere Gruppen- grenze	Mittlere Gruppen- energie		Obere Gruppen- grenze	Mittlere Gruppen- energie	
<i>1,0000E-02</i>	-	<i>0,00</i>	6,0000E-01	5,5600E-01	2,64	2,7500E+00	2,6250E+00	9,10
2,0000E-02	1,5000E-02	3,25	7,0000E-01	6,5000E-01	3,068	3,0000E+00	2,8750E+00	9,63
3,0000E-02	2,5000E-02	1,14	8,0000E-01	7,5000E-01	3,493	3,5000E+00	3,2500E+00	10,455
4,5000E-02	3,7500E-02	0,500	9,0000E-01	8,5000E-01	3,896	4,0000E+00	3,7500E+00	11,510
6,0000E-02	5,2500E-02	0,320	1,0000E+00	9,5000E-01	4,286	4,5000E+00	4,2500E+00	12,501
7,0000E-02	6,5000E-02	0,297	1,2000E+00	1,1000E+00	4,841	5,0000E+00	4,7500E+00	13,451
7,5000E-02	7,2500E-02	0,303	1,3300E+00	1,2650E+00	5,421	5,5000E+00	5,2500E+00	14,396
1,0000E-01	8,7500E-02	0,338	1,4400E+00	1,3850E+00	5,792	6,0000E+00	5,7500E+00	15,346
1,5000E-01	1,2500E-01	0,486	1,5000E+00	1,4700E+00	6,037	6,5000E+00	6,2500E+00	16,314
2,0000E-01	1,7500E-01	0,728	1,5700E+00	1,5350E+00	6,230	7,0000E+00	6,7500E+00	17,305
2,6000E-01	2,3000E-01	1,025	1,6600E+00	1,6150E+00	6,475	7,5000E+00	7,2500E+00	18,225
3,0000E-01	2,8000E-01	1,29	1,8000E+00	1,7300E+00	6,81	8,0000E+00	7,7500E+00	19,08
4,0000E-01	3,5000E-01	1,63	2,0000E+00	1,9000E+00	7,26	1,0000E+01	9,0000E+00	21,35
4,5000E-01	4,2500E-01	2,02	2,1500E+00	2,0750E+00	7,72	1,2000E+01	1,1000E+01	24,57
5,1000E-01	4,8000E-01	2,29	2,3500E+00	2,2500E+00	8,20	1,4000E+01	1,3000E+01	27,90
5,1200E-01	5,1100E-01	2,43	2,5000E+00	2,4250E+00	8,64	2,0000E+01	1,7000E+01	33,19

Tabelle C.3: In MAVRIC vorhandene Stützstellen für die Dosiskonversion nach ICRU 57 für Photonen. Die erste, kursiv gedruckte Energiegruppe entspricht der unteren Darstellungsgrenze in MAVRIC

C.3 Konversion nach ANSI/ANS-6.1.1-1977

ANSI/ANS-6.1.1-1977 für Photonen			
Energie, MeV	DL/ Φ , (rem cm ² s/h)	Energie, MeV	DL/ Φ , (rem cm ² s/h)
0,01	3,96E-06	1,4	2,51E-06
0,03	5,82E-07	1,8	2,99E-06
0,05	2,90E-07	2,2	3,42E-06
0,07	2,58E-07	2,6	3,82E-06
0,1	2,83E-07	2,8	4,01E-06
0,15	3,79E-07	3,25	4,41E-06
0,2	5,01E-07	3,75	4,83E-06
0,25	6,31E-07	4,25	5,23E-06
0,3	7,59E-07	4,75	5,60E-06
0,35	8,78E-07	5,0	5,80E-06
0,4	9,85E-07	5,25	6,01E-06
0,45	1,08E-06	5,75	6,37E-06
0,5	1,17E-06	6,25	6,74E-06
0,55	1,27E-06	6,75	7,11E-06
0,6	1,36E-06	7,5	7,66E-06
0,65	1,44E-06	9,0	8,77E-06
0,7	1,52E-06	11,0	1,03E-05
0,8	1,68E-06	13,0	1,18E-05
1,0	1,98E-06	15,0	1,33E-05

Tabelle C.4: Aus [27] entnommene Stützstellen für die Dosiskonversion nach dem ANSI/ANS-6.1.1-1977-Standard für Photonen

Anhang D

Detektoren

D.1 Messgeräte zur Bestimmung der Gammadosisleistung

Die Messungen im abgeschirmten Strahlungsfeld außerhalb des Behälters im Benchmarkexperiment bei gegebener γ -Quellstärke bei mehrschichtigen Abschirmungen in Kapitel 4 erfolgen zum überwiegenden Teil mit einem Referenzdosimeter, das mit unterschiedlichen luftäquivalenten Ionisationskammern ausgerüstet ist (Abschnitt D.1.1). Aus diesen Messungen resultieren als unmittelbare Messgröße Energiedosisleistungen in Luft (Kerma K_a , kinetic energy relaxed in matter). Kerma ist eine integrale Größe ohne Informationen zum lokal vorliegenden Gammaenergiespektrum. Bei bekanntem Energiespektrum der Gammastrahlung lässt sich aus K_a unmittelbar die Umgebungs-Äquivalentdosis $H^*(10)$ ableiten. Zusätzlich werden für vergleichende Messungen der Umgebungs-Äquivalentdosisleistung handelsübliche Strahlenschutzmessgeräte verwendet (Abschnitt D.1.2). Das Unidos-Referenz-Dosimeter und die handelsüblichen Strahlenschutzmessgeräte sind in ihrer Funktionsweise ähnlich einem Proportionalzählrohr, das in Abschnitt D.1.4 beschrieben wird. Lediglich findet hier keine Gasverstärkung statt. Für weitergehende Studien wird auf die gängige Literatur zu diesem Thema, z. B. [61], verwiesen. Im Benchmark zur Berechnungen bei bekannter Neutronenquelle in Kapitel 6 wird zur Messung der sekundär erzeugten Photonen das in Abschnitt D.1.5 vorgestellte HANDI eingesetzt. Zur Bewertung des Einflusses der geräteeigenen Charakteristik bei der Messung an einem Transport- und Lagerbehälter wird in Kapitel 7 zusätzlich der Szintomat[®] 6134 der Firma automess betrachtet. Da es sich dabei um eine ergänzende Betrachtung handelt, sind die Eigenschaften dieses Geräts in Abschnitt D.1.3 kommentarlos zusammengefasst.

D.1.1 UNIDOS-Referenz-Dosimeter

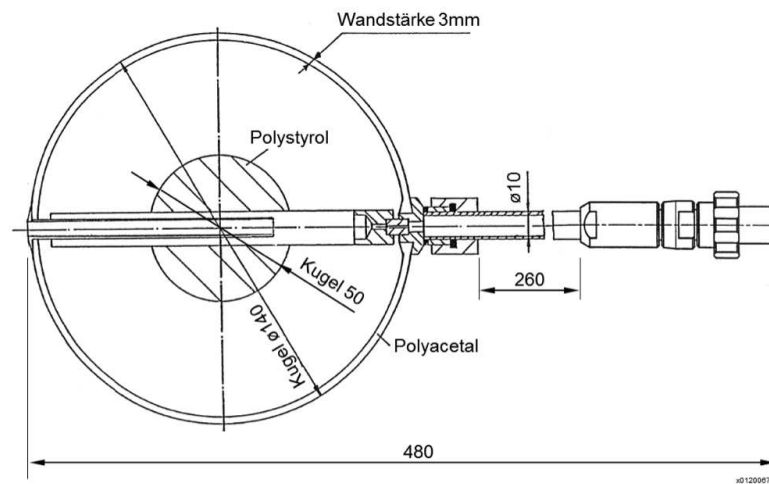
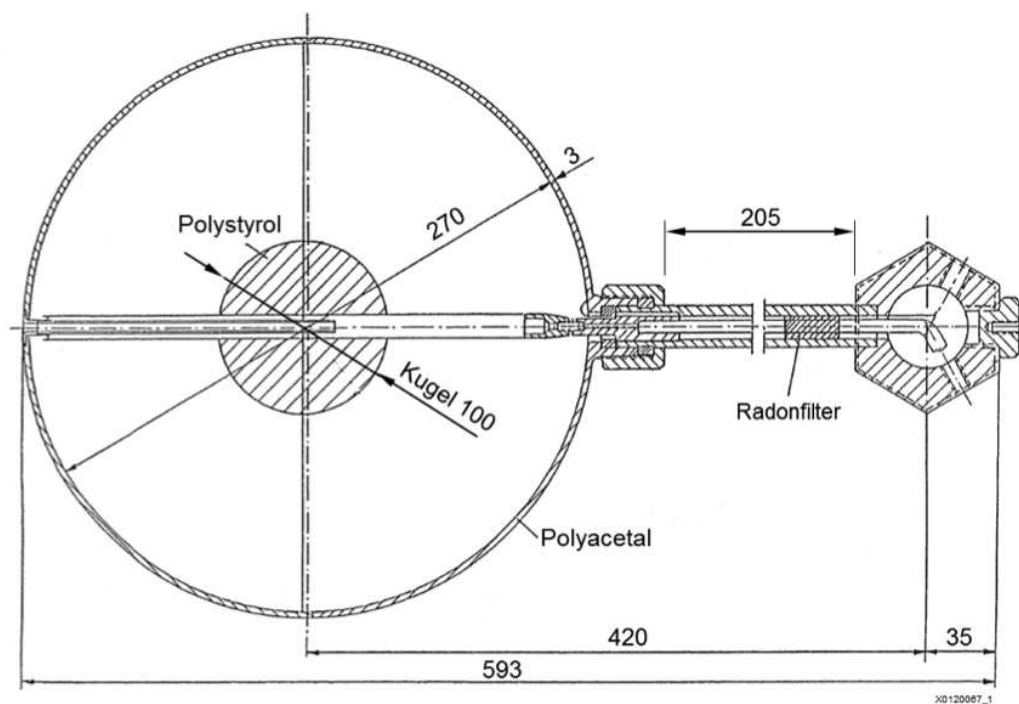
Das UNIDOS ist ein Universaldosimeter für den Anschluss von Ionisationskammern und Halbleiterdetektoren. Die elektrischen Messwerte für Ladung und Strom werden intern in die entsprechenden radiologischen Messgrößen für Dosis und Dosisleistung umgerechnet. Die erforderlichen Korrekturen für die Luftdichte erfolgen nach Eingaben von Luftdruck und Temperatur, ermittelt durch handelsübliche Messgeräte (testo 615 [68] und Barometer von Adolf Thies GmbH & Co. KG [69]), automatisch [70]. Die verwendeten Geräte sind in Abbildung D.1 abgebildet; Detailzeichnungen der Ionisationskammern sind in Abbildung D.2 und Abbildung D.3 dargestellt:

- UNIDOS-Referenz-Dosimeter [70]
 Hersteller: PTW Freiburg GmbH
 Typ: 10001
 Serien-Nr.: 10250
 Abweichung: $< 0,5 \%$ (elektrische Messgrößen) in allen Bereichen.
 Das Dosimeter ist eichfähig und erfüllt u.a. die Normen:
 - IEC 60731 als Dosimeter der Referenzklasse
 - IEC 61674 als Diagnostikdosimeter
- Kugelkammer 1 ℓ für UNIDOS-Dosimeter [71]
 Referenz-Ionisationskammer
 Hersteller: PTW Freiburg GmbH
 Typ: 32002
 Serien-Nr.: 028
 Unsicherheit des Kalibrierfaktors: $r_{1\ell} = \pm 2 \%$ (rel.).
- Kugelkammer 10 ℓ für UNIDOS-Dosimeter [72]
 Referenz-Ionisationskammer
 Hersteller: PTW Freiburg GmbH
 Typ: 32003
 Serien-Nr.: 0014
 Unsicherheit des Kalibrierfaktors: $r_{10\ell} = \pm 2 \%$ (rel.).



10- ℓ -Kammer: $\varnothing$ 27,0 cm
 1- ℓ -Kammer: $\varnothing$ 14,0 cm

Abbildung D.1: UNIDOS-Referenz-Dosimeter und verwendete Ionisationskammern

Abbildung D.2: Kugelkammer 1 ℓ , LS-01 für UNIDOS-DosimeterAbbildung D.3: Kugelkammer 10 ℓ , LS-10 für UNIDOS-Dosimeter

D.1.2 automess 6150AD

Die bei der Messung in Kapitel 4 verwendeten handelsüblichen Strahlenschutzmessgeräte der Firma automess (vgl. Abbildung D.4) basieren auf dem Basisgerät 6150AD und unterscheiden sich ggf. durch die eingesetzten Sonden. Die zugehörige Detektorcharakteristik ist in Abbildung D.5 und Abbildung D.6 zu finden und wird in Abschnitt 4.2.6 im Zusammenhang mit der Messunsicherheit noch näher diskutiert.

- Geeichtes Dosisleistungsmessgerät [36]
Hersteller: automess
Typ: 6150AD 6/E
Serien-Nr.: 126802
Messgröße: Umgebungs-Äquivalentdosis $H^*(10)$
Messbereich: $0,5 \mu\text{Sv/h} \dots 9,99 \text{ mSv/h}$
Energiebereich: $60 \text{ keV} \dots 1,3 \text{ MeV}$
Einfallswinkel: $\pm 45^\circ$
- Szintillatorsonde für Strahlenschutzmessgerät [73]
Geeichte Außensonde für automess 6150AD 6/E
Hersteller: automess
Typ: 6150AD-b/E
Serien-Nr.: 126337
Messgröße: Umgebungs-Äquivalentdosis $H^*(10)$
Messbereich: $100 \text{ nSv/h} \dots 100 \mu\text{Sv/h}$
Energiebereich: $20 \text{ keV} \dots 7 \text{ MeV}$ (ohne Schutzkappe),
 $38 \text{ keV} \dots 7 \text{ MeV}$ (mit Schutzkappe)
Einfallswinkel: $\pm 60^\circ$
- Strahlenschutzmessgerät mit Außensonde
Ungeeichtes Dosisleistungsmessgerät
Hersteller: automess
Typ: 6150AD6/H (Grundgerät) [36]
Serien-Nr.: 125939
Typ: 6150AD-15/H (Außensonde) [74]
Serien-Nr.: 126200
Messgröße: Umgebungs-Äquivalentdosis $H^*(10)$
Messbereich: $0,1 \text{ mSv/h} \dots 10 \text{ Sv/h}$
Energiebereich: $65 \text{ keV} \dots 3 \text{ MeV}$
Einfallswinkel: $\pm 45^\circ$



Abbildung D.4: automeasure 6150AD6/E (oben links), Strahlenschutzmessgerät 6150AD6/H mit Außensonde (oben rechts) und Szintillatorsonde 6150AD-b/E mit Strahlenschutzmessgerät 6150AD6/E (unten)

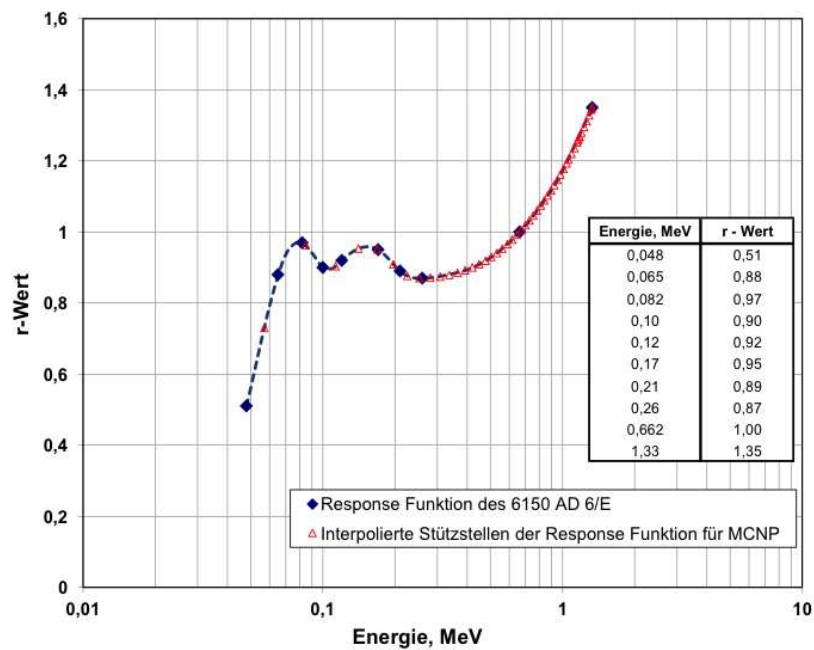


Abbildung D.5: Energieabhängigkeit des r-Werts des 6150AD 6/E [36]

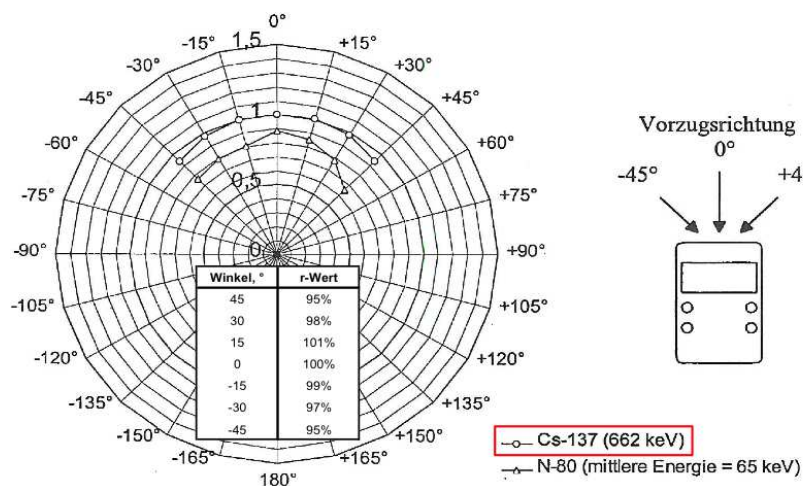
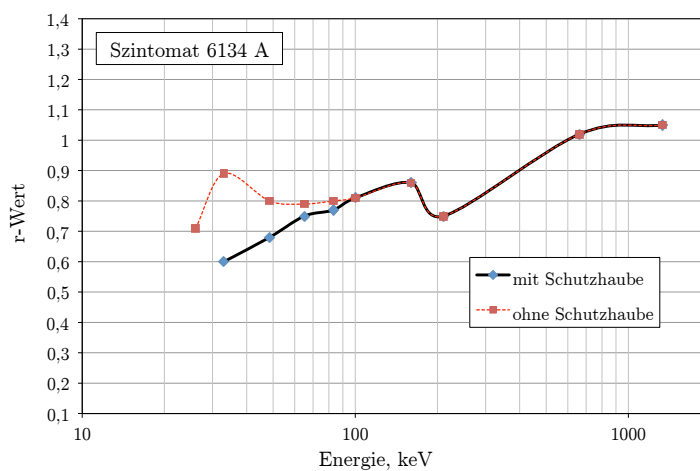


Abbildung D.6: Winkelabhängigkeit der r-Werte des 6150AD 6/E [36]

D.1.3 automess Szintomat[®] 6134

Abbildung D.7: Szintomat[®] 6134 der Firma automess [75]Abbildung D.8: Charakteristik des Szintomat[®] 6134 der Firma automess [75]

D.1.4 Proportionalzählrohr

Grob gesehen funktioniert ein Proportionalzählrohr nach folgendem Prinzip:

Auf dem Weg durch den mit Zählgas gefüllten Detektor erzeugt ein ionisierendes Teilchen Elektronen und positive Ionen. Die Elektronen 'wandern' sehr schnell auf die Anode zu, während sich die Ionen relativ langsam zur Kathode bewegen. Sofern ein starkes elektrisches Feld an der Anode vorliegt, werden die Elektronen in unmittelbarer Nähe der Anode stark beschleunigt. Dabei erzeugen sie ihrerseits Elektronen und Ionen durch Stoßionisation. Die Bewegung aller Ladungsträger bewirkt im äußeren Widerstand einen negativen Spannungspuls, der über einen Koppelkondensator der Ausleseelektronik zugeführt wird.

In Abbildung D.9 ist der Logarithmus der an der Anode ankommenden Gesamtladung Q über der Zählrohrspannung aufgetragen. A zeigt den Kurvenverlauf für α - und B für β -Teilchen. Die Pulsamplitude am Zählrohr Ausgang ist proportional zu Q . Für das hier dargestellte Zählrohr ist der Bereich III von Relevanz. Dies ist der Bereich der proportionalen Vervielfachung: Ab einer Spannung U_2 werden die Elektronen in der Nähe der Anode so stark beschleunigt, dass sie bei Stößen weitere Gasatome ionisieren können. In diesem Fall bauen sich Ladungslawinen auf. Die Ladungsmenge bleibt dabei jedoch proportional zur Zahl der primär erzeugten Ladungsträger. Ein Zählrohr, das in diesem Bereich betrieben wird, heißt deshalb Proportionalzählrohr. Die durch Stoßionisation hervorgerufene Vervielfachung der primär erzeugten Ladung ist als „Gasverstärkung“ bekannt.

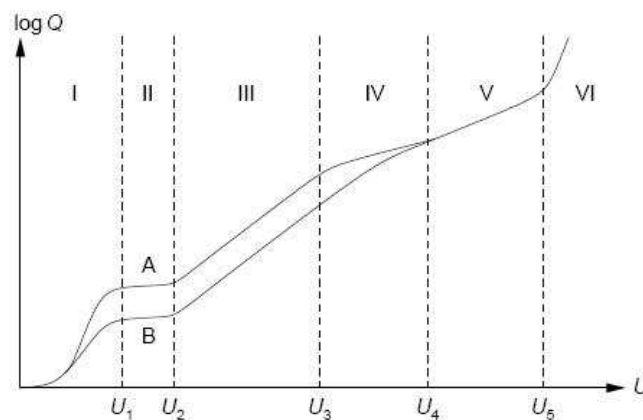


Abbildung D.9: Gesamtladung über Zählrohrspannung - Arbeitsbereiche des Gasdetektors [76]

Ein Zählrohr ist in Abbildung D.10 schematisch dargestellt. Die Kathode, hier der Rohrmantel, ist geerdet. Eine positive Hochspannung von ca. 1kV ist über einen Widerstand R von ungefähr $1\text{M}\Omega$ an einen dünnen Anodendraht, der üblicherweise einen Durchmesser von 20 bis $100\text{ }\mu\text{m}$ besitzt, angelegt. Aufgrund der vorliegenden Zylind-

der Geometrie besitzt das Zählrohr ein zur Anode hin stark zunehmendes elektrisches Feld ($E \propto 1/r$). Die Feldstärken liegen im Bereich von 10^4 bis 10^5 V/cm, so dass es in der Nähe des Anodendrahtes zur oben erwähnten Gasverstärkung kommt (vgl. Abb. D.11). Die Höhe der zu messenden Pulse ist dabei proportional zur Energie der Teilchen. Damit kann das Proportionalzählrohr zur Energiemessung eingesetzt werden. Der Gasverstärkungsfaktor (ca. 10^4 bis 10^6) steigt exponentiell mit der angelegten Spannung. Zur Stoßionisation hinzu kommt beim Proportionalzähler noch die Aussendung von UV-Photonen durch angeregte Atome. Diese Photonen lösen im Zählgas und den Kammerwänden Photoelektronen aus, die wiederum neue Stoßionisation bewirken können. Verwendet man Edelgase als Gasfüllung, so ist der Proportionalbereich sehr klein, da der Gasverstärkungsfaktor aufgrund der hohen Photoelektronenzahl sehr schnell mit der Spannung anwächst. Nimmt man dagegen mehratomige Gase, z.B. Methan, so wird der Proportionalbereich sehr groß. Ihr Vorteil ist, dass ihre Moleküle die UV-Photonen absorbieren und somit keine Photoelektronen ausgelöst werden. Somit liegt es nahe, dass in der Praxis Gasgemische aus Edel- und mehratomigen Gasen verwendet werden. Mit dem Proportionalzählrohr werden Auflösungszeiten von ungefähr 10 ns erreicht [61].

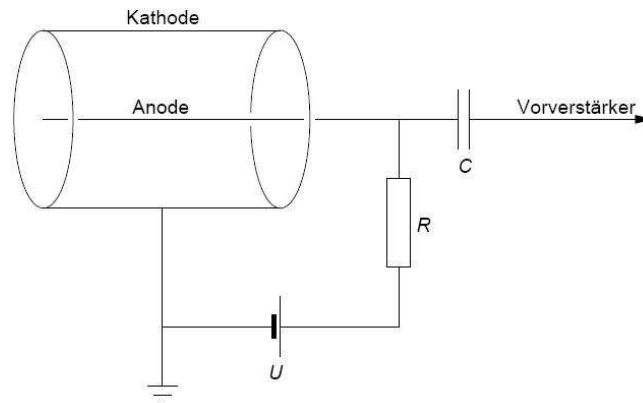


Abbildung D.10: Schematischer Aufbau eines Proportionalzählrohrs [76]

Ein wichtiger Begriff im Umgang mit Zählrohren ist der der *Charakteristik*. Mit der Charakteristik eines Zählrohrs wird die Abhängigkeit der Pulsrate ($\# \text{Pulse}/\text{Zeiteinheit}$) von der angelegten Spannung U bezeichnet. Treten α - und β -Teilchen gemeinsam auf, so ergibt sich der in Abbildung D.12 gezeigte Verlauf. Ab einer bestimmten Spannung, der Einsatzspannung U_E , wird die von der Eingangsempfindlichkeit des Vorverstärkers vorgegebene Mindestpulshöhe erreicht. Wegen der großen Anzahl von erzeugten Elektronen-Ionen-Paaren werden zunächst nur α -Teilchen und bei höheren Spannungen auch β -Teilchen gezählt. Es bildet sich, wie man in Abbildung D.12 erkennt, zunächst das sogenannte α - und dann das $(\alpha + \beta)$ -Plateau aus. Durch Wahl der angelegten Spannung lassen sich also α - und β -Strahlung unterscheiden [76].

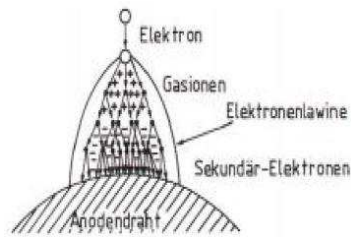
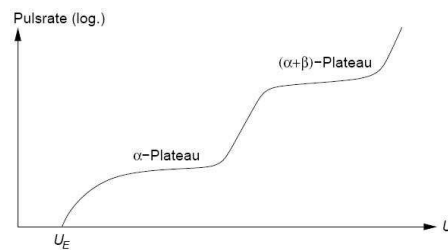


Abbildung D.11: Lawinenbildung an einem Anodendraht in einem Proportionalzählrohr [61]

Abbildung D.12: Charakteristik des Proportionalzählrohrs bei Auftreten von α - & β -Teilchen [76]

D.1.5 HANDI

Das Homburg Area Neutron Dosimeter (HANDI) [77] ist ein tragbares Messinstrument basierend auf dem Prinzip eines niedrigdruck gewebe-äquivalent Proportionalzählers ("low-pressure tissue-equivalent proportional counter", TEPC) und zugehöriger Auslese- bzw. Auswerte-Elektronik (vgl. Abbildung D.13).



Abbildung D.13: Foto des HANDI entnommen aus [78]

Das HANDI gehört zu der Kategorie der “mixed-field“-Detektoren, d. h. es können sowohl Gamma- als auch Neutronendosisleistungen in gemischten Strahlenfeldern gleichzeitig bestimmt werden, ohne in irgendeiner Form umgerüstet zu werden. In den analysierten Messungen wird der Detektor ausschließlich zur Bestimmung der Gammadosisleistung eingesetzt.

In der Mikrodosimetrie ist es eine etablierte Methode, “low-pressure proportional counter“ zu verwenden, um die in einem mikroskopisch kleinen Gewebestück deponierte Energie zu ermitteln. Der Detektor ist in aller Regel sphärisch und aus gewebeäquivalentem A-150 Kunststoff. Als Füllgas werden Propan, Methan oder methanbasiertes, gewebeäquivalentes Gas verwendet. Dadurch, dass das Füllgas eine geringe Dichte besitzt und sowohl das Wandmaterial als auch das Gas homogen sind, sind alle Kriterien zur Anwendung der Bragg-Gray-Bedingungen nahezu erfüllt. Dies beinhaltet, dass der Counter das Strahlenfeld ohne Beeinflussung vermessen kann. Die Bestimmung der Dosisgrößen und Qualitätsfaktoren aus der Messung der elektrischen Ladung im TEPC wurden von Menzel et al. [79] zusammengefasst und werden im folgenden kurz erläutert [78].

Photonen oder Neutronen, die mit der gewebe-äquivalenten Detektorwand wechselwirken, lösen dort geladene Teilchen aus, die durch die gasgefüllte Detektorkammer wandern und ihrerseits das Gas ionisieren. Die ionisierten Teilchen erzeugen wie beim Proportionalzählrohr (vgl. Anhang D.1.4) über einen Zähl draht und gekoppelter Ausleseelektronik einen elektrischen Puls, dessen Höhe proportional zu ihrer Anzahl ist. Damit spiegelt die Pulshöhe aber auch die vom Gas je Partikel (z. B. Photon) absorbierte Dosis D wieder. Die Dosis wird dementsprechend nach [78] berechnet über

$$D = \frac{W}{e} \cdot \frac{q_e}{m}, \quad (\text{D.1})$$

wobei W/e die mittlere Energie, die benötigt wird, um eine Ionenpaar zu erzeugen, q_e die im Detektorvolumen produzierte Ladung (Pulshöhe = Menge an Ladungsträgern) und m die Masse des Gases ist. Damit kann auch das Dosisäquivalent H je Partikel über

$$H = D \cdot Q \quad (\text{D.2})$$

ermittelt werden, wenn der Qualitätsfaktor Q bekannt wäre. Ein Weg, Q zu bestimmen, ist den linearen Energie Transfer (LET) des einfallenden Teilchens zu berechnen, da der Qualitätsfaktor von der LET abgeleitet wird. Wenn die Weglänge l des Teilchens im Füllgas bekannt wäre, dann könnte die LET einfach über

$$\text{LET} = \frac{\tilde{e}}{l}, \quad (\text{D.3})$$

mit $\tilde{e}$ der im Zählgas je einfallendem Partikel deponierter Energie, berechnet werden. l kann nicht berechnet werden, sondern nur die mittlere Weglänge im Zählgas l_{ave} , da

diese über die Detektorgeometrie bestimmt werden kann. Somit kann die LET nicht direkt ermittelt werden. Es muss über eine eng verwandte Hilfsgröße, die “lineal energy“ y , die definiert ist über

$$y = \frac{\tilde{e}}{l_{ave}}, \quad (\text{D.4})$$

argumentiert werden. Hierzu hat die ICRU eine Funktion veröffentlicht, die den Qualitätsfaktor Q in Beziehung zur “lineal energy“ setzt. Somit kann über das Pulsspektrum des TEPC das “lineal energy“-Spektrum generiert und damit über Faltung mit der Funktion der ICRU auch Q bestimmt werden. Damit ist insgesamt die Bestimmung der Zielgröße H nach Gleichung D.2 mit dem TEPC möglich [80].

Wie oben dargestellt, können sowohl Neutronen als auch Photonen ein detektierbares Signal erzeugen. Die Erläuterung der Algorithmen zur Trennung der Beiträge, so dass die einzelnen Dosisleistungen ausgewiesen werden können, würde an dieser Stelle zu weit führen. Deshalb wird auf die gängigen Paper und Arbeiten zu diesem Thema verwiesen (vgl. [81], [82] und [83]).

Zur Bewertung der Messungen ist eine Quantifizierung der Unsicherheiten von Relevanz. Alle Unsicherheiten werden in der nachfolgenden Diskussion, die in Anlehnung an [81] erfolgt, in Form einer Standardabweichung für eine einstündige Messung aufgeführt, und die Bezeichnungen der Unsicherheitstypisierung werden entsprechend dem “Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement“ [84] gewählt. Die Einflussgrößen D und Q werden einzeln diskutiert, um eine Gesamtunsicherheit auf die Zielgröße H ausweisen zu können.

Die bestimmte statistische Unsicherheit vom Typ A für die Dosis D ist typischerweise bei einer einstündigen Messung nach [81] kleiner als 1 % (rel.) (vgl. Tabelle D.1). Die Typ B Unsicherheit der absorbierten Dosis D kann in einer typischen Messumgebung, bei der bis zur Hälfte der Dosis aus Photonen stammt, mit 20 % (rel.) abgeschätzt werden [81].

Die Unsicherheit vom Typ A für den Qualitätsfaktor Q wurde in [81] messtechnisch bestimmt und beträgt 4 % (rel.). Die systematische Unsicherheit der oben beschriebenen Q - y -Relation ist in [85] für kosmische Strahlung, die den auch in dieser Arbeit betrachteten Energiebereich komplett abdeckt, mit 10 % (rel.) bestimmt. Die Beiträge zur Typ B Unsicherheit aus der Kalibration, aus der Bestimmung von W/e und der Temperaturschwankung sind aus [86] entnommen. Ein Ausgleich für zusätzlichen Untergrund von radioaktiven Isotopen im A-150 Kunststoff wird mit 2 % (rel.) abgeschätzt.

Damit resultiert durch Überlagerung nach Gauß eine Typ A Unsicherheit von 5 % (rel.) und eine Typ B Unsicherheit von 24 % (rel.). Ebenfalls kombiniert nach Gauß ergibt sich eine Gesamtunsicherheit für das TEPC, die in dieser Arbeit bei Photonenfeldern angewendet wird, von 25 % (rel.).

	Typ A, %	Typ B, %	Typ A und B, %
Dosis	1	20	
Qualitätsfaktor	4	10	
Kalibration		5	
W/e		5	
Temperatur		2	
Radioisotope		2	
Gesamt	5	24	25

Tabelle D.1: Unsicherheiten bei Messung mit dem HANDI in Anlehnung an [81]

D.2 Messgerät zur Bestimmung der Neutronendosisleistung

Generell sind Neutronen nicht in der Lage, Atome direkt zu ionisieren. Um sie nachzuweisen, sind Sekundärreaktionen notwendig, die wiederum nachweisbare Teilchen bzw. Prozesse erzeugen. Beispielsweise lässt man Neutronen zur Detektion Kernreaktionen oder Kernspaltungen ausführen. Die dabei erzeugten geladenen Teilchen bewirken dann in einem in unmittelbarer Nähe zur Reaktion befindlichen Gasmedium Ionisationen, die in einen elektrischen Puls gewandelt werden können und somit zählbar, d. h. nachweisbar, sind. In Abschnitt D.2.1 wird das bei der Nachrechnung in Abschnitt 6.2 als Referenz verwendete **Bonner-Kugel-Spektrometer** vorgestellt. Es wird an dieser Stelle explizit auf die Ableitung eines Spektrums sowie die gesamte Funktionsweise eingegangen, da diese auch grundlegend für das Verständnis des Benchmarks in Kapitel 5 ist. In Kapitel 7 wird eine Studie zur Auswirkung der geräteeigenen Charakteristik auf die Messung der Neutronendosisleistung an einem Transport- und Lagerbehälter durchgeführt. Das hierfür notwendige Verständnis der Funktionsweise der Detektoren wird in Abschnitt D.2.2 vermittelt sowie alle für die Studie relevanten Daten und Erläuterungen zusammengefasst.

D.2.1 Bonner-Kugel-Spektrometer

Das im Experiment in Abschnitt 6.2 verwendete Bonner-Kugel-Spektrometer (BK) ist ein Vorgänger des NEMUS-System der PTB und besteht aus mehreren Polyethylenkugeln, die unterschiedliche Durchmesser besitzen. In der Kugelmittle wird ein kleines, mit Gas gefülltes und für thermische Neutronen sehr empfindliches Proportionalzählrohr eingeführt (vgl. Abbildung D.14).

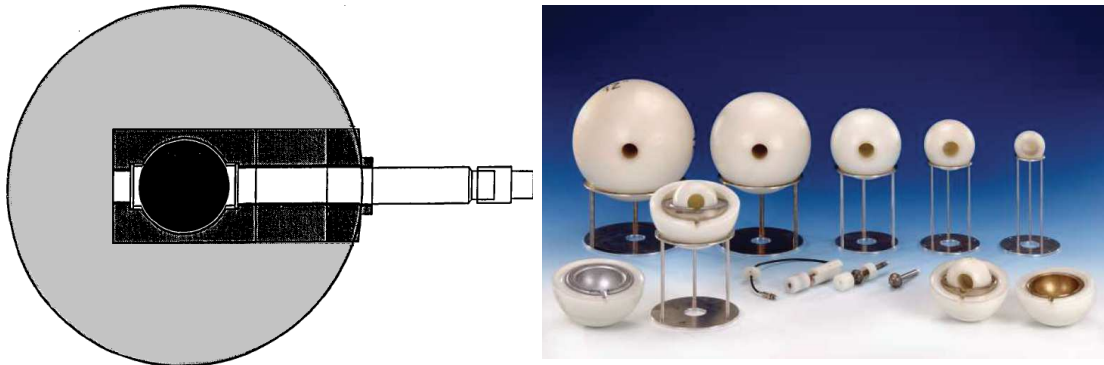


Abbildung D.14: Skizze des Aufbaus einer Bonner-Kugel mit ^3He -Zählrohr (links) [46] und Foto des NEMUS-Messsystems (rechts) [87]

^3He eignet sich als Reaktionsgas hervorragend aufgrund der Unempfindlichkeit gegenüber einfallender Primärgammastrahlung und wegen des hohen Reaktions-Wirkungsquerschnitts für Neutronen im thermischen Bereich, der jedoch mit steigender Neutronenenergie stark abnimmt. Die im Detektorvolumen einfallenden Neutronen können über die Reaktion $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$ Protonen auslösen, die ihrerseits das Zählgas ionisieren, d. h. freie Elektronen erzeugen, die als Puls messbar sind. Zur Erzeugung einer hohen Gasverstärkung im Zählrohr, die dennoch eine Proportionalität zwischen der Energie der Neutronen und der Pulshöhe gewährleistet, wird das Edelgas Krypton beigemischt. Für detailliertere Erläuterungen zur Funktionsweise des Proportionalzählrohrs wird auf Abschnitt D.1.4 verwiesen.

Bei einer Messung des Detektors ohne Polyethylen (PE) stammt die registrierte Impulsrate lediglich von einfallenden thermischen Neutronen. Bei Umhüllung mit PE wird entsprechend dem Kugeldurchmesser ein Teil der thermischen Neutronen absorbiert. Schnellere Neutronen (epithermischer und schneller Teil des Spektrums) werden durch Stöße mit den Wasserstoffatomen im PE bzw. $(\text{C}_2\text{H}_4)_n$ abgebremst, d. h. thermalisiert, so dass sie als thermische Neutronen im ^3He -Zählrohr einfallen und registriert werden. Je größer der Kugeldurchmesser gewählt wird, desto mehr Energie müssen die einfallenden Neutronen besitzen, um ein Detektorsignal zu erzeugen. In Abhängigkeit der einzelnen Durchmesser des BK existieren somit Wahrscheinlichkeiten für Neutronen bestimmter Energie registriert zu werden. Diese sogenannten Ansprechfunktionen sind für

die einzelnen Kugel für das in Abschnitt 6.2 vorgestellte Experiment in Abbildung D.15 dargestellt. Mit ihrer Kenntnis kann aus Messungen mit einem Satz unterschiedlicher Kugeldurchmesser durch Entfaltung und Überlagerung der dann gewonnen Einzelmessergebnisse die spektrale Neutronenflussdichte ermittelt werden.

Ein so konstruiertes Spektrometer besitzt ein isotropes Ansprechvermögen und erfasst einen Energiebereich, der den im Strahlenschutz relevanten von bis zu 20 MeV abdeckt. Im Versuch wurden 11 Kugeln mit den Durchmessern 3", 3,5", 4", 4,5", 5", 6", 7", 8", 10", 12", und 15" verwendet. Als zwölfte Kugel wurde das nackte ^3He -Zählrohr genutzt, was in Abbildung D.15 einem Durchmesser von 0" entspricht. Als dreizehnter Referenzpunkt wurde das Proportionalzählrohr durch einen 1 mm starken Cadmium-Blechbehälter ummantelt. Dieser hat die Funktion, alle Neutronen unterhalb von 0,4 eV zu absorbieren, so dass nur die höherenergetischen einen Detektorbeitrag liefern können. Ein Ergebnis einer Messung mit dem BK besteht folglich aus 13 Impulsraten. Um daraus die spektrale Fluenz abzuleiten, wurde bei der Messung im AHE-Versuch der Energiebereich zwischen 0,001 eV und 20 MeV in 53 Intervalle aufgeteilt. Der Zusammenhang zwischen der über das betreffende Energieintervall integrierten Fluenz und den 13 Impulsraten ist über ein lineares Gleichungssystem beschreibbar, dessen Koeffizienten aus den Ansprechfunktionen der Kugeln bestehen. Insgesamt resultieren 13 Gleichungen mit 53 Unbekannten. Aufgrund der zunächst auftretenden Unbestimmtheit dieses Systems für einen exakten Zustand sind weitere Randbedingungen („constraints“) zwingend notwendig. Im vorliegenden Zustand diente ein Schätzspektrum als constraint, das darauf basiert, dass die Neutronen im Experiment aus dem Zerfall von ^{252}Cf entstanden (vgl. Abschnitt 6.1.3) und im Eisen des Versuchsbehälters moderiert werden. Alternativ wurde mittels MCNPTM ein Spektrum ermittelt, das das geschätzte ersetzt. Bei der Auswertung des Gleichungssystems wurde das Programm SAND-II [88] verwendet, welches das Schätzspektrum über die Ansprechfunktion der Kugeln in kugelspezifische Impulsraten umrechnet. Dieser Schätzer für die einzelnen Impulsraten wird dann mit den gemessenen verglichen. Stimmen Rechnung und Messung nicht über ein, so passt SAND-II das Schätzspektrum automatisiert so an, dass die Übereinstimmung verbessert wird. Das Kriterium für diese Anpassung ist hier für SAND-II die Minimierung eines definierten Wertes Chi-Quadrat. Dieser ist die Summe der Quadrate der Verhältnisse aus der jeweiligen Messwert-Rechenwertabweichung je Kugel und der relativen Unsicherheit je Messung.

Durch eine vor dem Einsatz im Experiment durchgeführte Kalibrierung des Ansprechvermögens der verschiedenen Bonner-Kugeln in gut vermessenen Feldern monoenergetischer Neutronen in zwei Messreihen bei elf unterschiedlichen Energien im Bereich von 1,3 keV bis 14,8 MeV kann die Äquivalentdosisleistung über eine Spektrenbestimmung mit SAND-II zuverlässig bestimmt werden. Die Stabilität des Systems wurde während

der Versuchsreihe durch Wiederholungsmessung mit der gleichen Kugel sichergestellt. Nach Aussage der PTB zeigen zahlreiche wissenschaftliche Untersuchungen und Vergleichsmessungen, dass mit dem aktuell genutzten NEMUS-System die Umgebungsäquivalentdosisleistung mit einer relativen Unsicherheit von $\pm 15\%$ bestimmt werden kann [89]. An dieser Stelle wird davon ausgegangen, dass das Vorgängermodell dieselbe Genauigkeit erzielt.

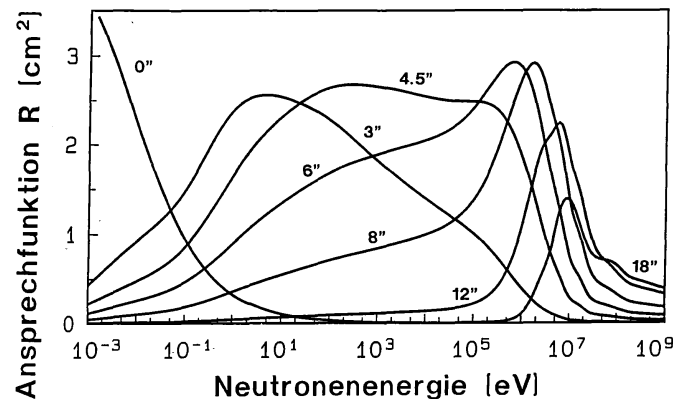


Abbildung D.15: Ansprechfunktion der einzelnen PE-Kugeln des BK in Abhängigkeit des Durchmessers in Zoll und der Neutronenenergie. Die 0''-Kurve ist um den Faktor 2 gestaucht [46]

D.2.2 Handmessgeräte zur Bestimmung der Neutronendosisleistung

In diesem Abschnitt werden die bei Messungen der Neutronendosisleistung an einem Transport- und Lagerbehälter typischerweise eingesetzten Detektoren kurz beschrieben. Dazu zählen zum einen das LB6411 der Firma Berthold und das 2202D der Firma Studsvik (vgl. Abbildung D.16). Beim LB6411 befindet sich ein ^3He -Zählrohr im Zentrum eines kugelförmigen Polyethylenmoderators mit einem Durchmesser von ca. 25 cm, wohingegen beim 2202D ein BF_3 -Zählrohr in einen sphärischen PE-Moderator zentrisch eingebracht ist. Die Funktionsweise ist von der Physik her analog zum Bonner-Kugel-Spektrometer (vgl. Kapitel D.2) und basiert auf der Thermalisierung der Neutronen, die dann in den jeweiligen Zählrohren detektiert werden können. Die zugehörigen Charakteristiken sind [90] entnommen und in Abbildung D.17 graphisch dargestellt.



Abbildung D.16: Neutronendosisleistungsmessgeräte LB6411 (links) und 2202D (rechts) [91] und [92]

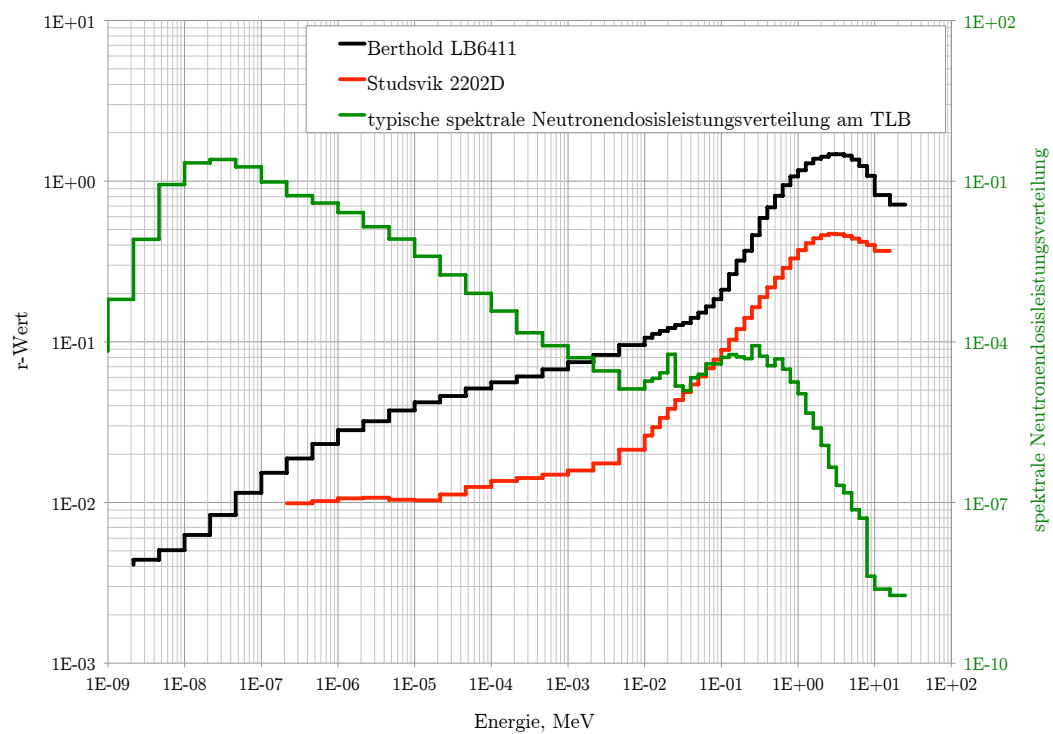


Abbildung D.17: Detektorcharakteristik der Neutronendosisleistungsmessgeräte LB6411 sowie 2202D [90] und typisches Neutronenspektrum am TLB

Anhang E

Berechnung von Dosisleistungen aus einer gegebenen Gammaquellstärke bei mehrschichtigen Abschirmungen

E.1 Unsicherheiten der Modellannahmen

Abstand zum Behälter, cm	ENDF/B-VI - Messebene 750 mm											
	K1_01			K2_01			K3_01			K4_01		
	R/M - 1											
	z = 1	z = 2	z = 3	z = 1	z = 2	z = 3	z = 1	z = 2	z = 3	z = 1	z = 2	z = 3
16,5	0,72%	6,27%	-5,10%	-3,19%	3,79%	-13,11%	-14,69%	-1,25%	-28,82%	-19,98%	-7,19%	-36,95%
50	-0,46%	5,41%	-6,13%	-4,46%	3,25%	-13,86%	-15,48%	-1,33%	-28,83%	-21,14%	-7,41%	-37,37%
100	-0,90%	5,09%	-6,57%	-4,93%	3,12%	-14,25%	-15,99%	-1,71%	-29,05%	-20,92%	-6,69%	-36,84%
150	-1,07%	4,99%	-6,71%	-4,89%	3,40%	-14,07%	-16,26%	-2,19%	-29,18%	-19,74%	-5,25%	-35,77%
200	-1,36%	4,72%	-7,03%	-5,14%	3,27%	-14,23%	-16,07%	-1,85%	-29,09%	-18,11%	-3,49%	-34,37%
Mittelwert	-0,61%	5,30%	-6,31%	-4,52%	3,37%	-13,91%	-15,70%	-1,67%	-28,99%	-19,98%	-6,01%	-36,26%

Tabelle E.1: Rechenwert-Messwert-Vergleich für verschiedene ^{60}Co -Quellmodelle in MAVRIC

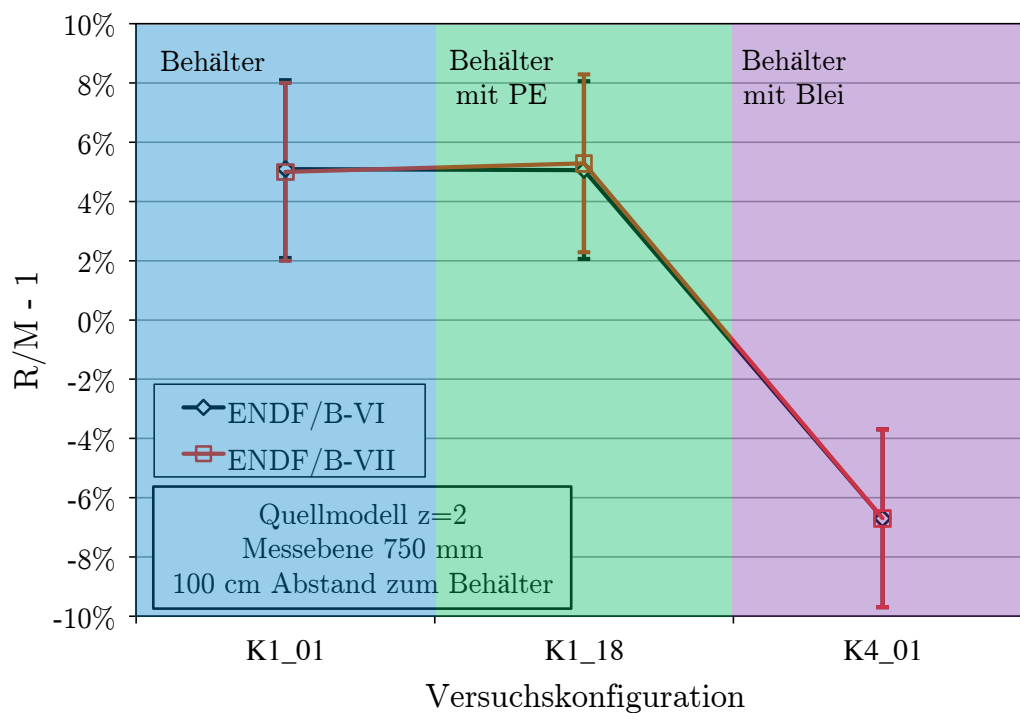


Abbildung E.1: Abweichungen vom Messwert in Abhängigkeit von der gewählten Wirkungsquerschnittsbibliothek in MAVRIC

Anhang F

Neutronen-Streaming-Benchmark

F.1 Response-Funktionen

Energie- gruppe	Energie, MeV	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
		R	r _n	R	r _n	R	r _n	R	r _n	R	r _n	R	r _n
1	1,000E-08	0,019	1,3%	0,018	1,9%	0,0081	4,2%	0,0022	12,3%	0,0011	20,5%	0,00022	34,1%
2	2,150E-08	0,023	1,2%	0,021	1,7%	0,010	3,8%	0,0025	10,6%	0,0010	19,6%	0,00081	26,5%
3	4,640E-08	0,025	1,1%	0,025	1,6%	0,011	3,8%	0,0023	11,9%	0,0010	25,2%	0,00041	39,8%
4	1,000E-07	0,027	1,1%	0,027	1,6%	0,012	3,5%	0,0030	9,8%	0,0014	19,1%	0,00055	42,3%
5	2,150E-07	0,028	1,1%	0,030	1,5%	0,013	3,5%	0,0032	10,3%	0,0020	17,4%	0,0013	28,4%
6	4,640E-07	0,117	0,5%	0,107	0,8%	0,053	1,5%	0,015	4,0%	0,0066	7,7%	0,0031	15,3%
7	1,000E-06	0,787	0,2%	0,722	0,3%	0,400	0,6%	0,120	1,4%	0,050	2,6%	0,020	5,0%
8	2,150E-06	1,061	0,2%	1,043	0,2%	0,606	0,5%	0,184	1,1%	0,074	2,1%	0,030	4,1%
9	4,640E-06	1,087	0,2%	1,138	0,2%	0,694	0,4%	0,213	1,1%	0,091	2,0%	0,035	3,5%
10	1,000E-05	1,062	0,2%	1,183	0,2%	0,760	0,4%	0,236	1,0%	0,097	1,8%	0,038	3,4%
11	2,150E-05	0,994	0,2%	1,194	0,2%	0,808	0,4%	0,257	1,0%	0,104	1,8%	0,043	3,4%
12	4,640E-05	0,898	0,2%	1,162	0,2%	0,837	0,4%	0,271	1,0%	0,112	1,8%	0,046	3,2%
13	1,000E-04	0,792	0,2%	1,104	0,2%	0,844	0,4%	0,280	0,9%	0,114	1,7%	0,045	3,2%
14	2,150E-04	0,721	0,2%	1,080	0,2%	0,889	0,4%	0,298	0,9%	0,122	1,7%	0,050	3,1%
15	4,640E-04	0,632	0,2%	1,028	0,2%	0,905	0,4%	0,315	0,9%	0,130	1,6%	0,050	3,0%
16	1,000E-03	0,568	0,2%	0,993	0,3%	0,932	0,4%	0,339	0,9%	0,141	1,6%	0,057	2,9%
17	2,150E-03	0,496	0,2%	0,936	0,3%	0,947	0,4%	0,348	0,9%	0,153	1,6%	0,059	2,8%
18	4,640E-03	0,430	0,2%	0,880	0,3%	0,957	0,4%	0,370	0,9%	0,158	1,5%	0,062	2,8%
19	1,000E-02	0,376	0,3%	0,825	0,3%	0,967	0,4%	0,391	0,8%	0,164	1,5%	0,068	2,7%
20	2,150E-02	0,324	0,3%	0,769	0,3%	0,991	0,4%	0,419	0,8%	0,181	1,4%	0,073	2,7%
21	4,640E-02	0,272	0,3%	0,709	0,3%	0,994	0,4%	0,448	0,8%	0,202	1,4%	0,081	2,5%
22	1,000E-01	0,224	0,3%	0,658	0,3%	1,041	0,4%	0,510	0,8%	0,229	1,3%	0,098	2,3%
23	2,000E-01	0,176	0,4%	0,587	0,3%	1,080	0,4%	0,608	0,7%	0,285	1,2%	0,121	2,1%
24	4,000E-01	0,135	0,4%	0,497	0,3%	1,110	0,4%	0,758	0,6%	0,396	1,1%	0,179	1,8%
25	8,000E-01	0,084	0,5%	0,379	0,4%	1,069	0,4%	0,959	0,6%	0,576	0,9%	0,296	1,4%
26	1,400E+00	0,051	0,7%	0,267	0,5%	0,944	0,4%	1,109	0,6%	0,790	0,8%	0,492	1,2%
27	2,500E+00	0,030	0,8%	0,175	0,6%	0,753	0,4%	1,130	0,6%	0,980	0,7%	0,708	1,0%
28	4,000E+00	0,018	1,0%	0,109	0,7%	0,543	0,5%	0,985	0,6%	0,957	0,7%	0,781	1,0%
29	6,500E+00	0,011	1,4%	0,069	0,9%	0,394	0,6%	0,848	0,6%	0,926	0,7%	0,863	0,9%
30	2,000E+01	0,0060	1,8%	0,040	1,2%	0,252	0,8%	0,641	0,7%	0,766	0,8%	0,783	1,0%

Tabelle F.1: Response-Funktion für MCNPTM

Energie- gruppe	Energie, MeV	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
		R	r _R	R	r _R	R	r _R	R	r _R	R	r _R	R	r _R
1	1,000E-08	0,011	5,4%	0,013	3,7%	0,0073	3,0%	0,0021	2,6%	0,0008	3,1%	0,00036	1,9%
2	2,150E-08	0,013	4,9%	0,014	3,4%	0,009	2,9%	0,0025	2,9%	0,0010	1,8%	0,00045	3,7%
3	4,640E-08	0,015	4,9%	0,016	3,3%	0,009	2,8%	0,0028	4,1%	0,0011	2,3%	0,00050	3,0%
4	1,000E-07	0,017	5,1%	0,020	3,4%	0,010	2,6%	0,0032	4,3%	0,0013	2,5%	0,00053	3,4%
5	2,150E-07	0,019	4,3%	0,022	3,0%	0,012	2,6%	0,0034	3,3%	0,0013	2,4%	0,00059	2,6%
6	4,640E-07	0,054	2,6%	0,053	1,7%	0,027	1,4%	0,008	1,6%	0,0033	1,2%	0,0014	1,4%
7	1,000E-06	0,666	0,7%	0,595	0,4%	0,326	0,3%	0,100	0,4%	0,042	0,2%	0,017	0,2%
8	2,150E-06	0,962	0,6%	0,912	0,4%	0,520	0,2%	0,162	0,4%	0,068	0,2%	0,028	0,2%
9	4,640E-06	1,006	0,6%	1,003	0,3%	0,598	0,2%	0,187	0,4%	0,079	0,2%	0,032	0,2%
10	1,000E-05	1,005	0,6%	1,064	0,3%	0,664	0,2%	0,210	0,3%	0,088	0,2%	0,036	0,2%
11	2,150E-05	0,951	0,5%	1,080	0,3%	0,708	0,2%	0,227	0,3%	0,096	0,2%	0,039	0,2%
12	4,640E-05	0,875	0,5%	1,069	0,3%	0,744	0,2%	0,242	0,3%	0,102	0,2%	0,042	0,2%
13	1,000E-04	0,799	0,5%	1,050	0,3%	0,775	0,2%	0,257	0,3%	0,109	0,2%	0,044	0,2%
14	2,150E-04	0,709	0,5%	1,013	0,3%	0,799	0,2%	0,272	0,3%	0,116	0,2%	0,047	0,2%
15	4,640E-04	0,618	0,5%	0,958	0,3%	0,824	0,2%	0,289	0,3%	0,123	0,2%	0,050	0,2%
16	1,000E-03	0,553	0,5%	0,914	0,3%	0,841	0,2%	0,305	0,3%	0,130	0,2%	0,053	0,2%
17	2,150E-03	0,486	0,5%	0,868	0,3%	0,851	0,2%	0,318	0,3%	0,137	0,2%	0,056	0,2%
18	4,640E-03	0,423	0,5%	0,814	0,3%	0,859	0,2%	0,331	0,2%	0,143	0,2%	0,059	0,2%
19	1,000E-02	0,368	0,5%	0,762	0,3%	0,871	0,2%	0,350	0,2%	0,152	0,2%	0,062	0,2%
20	2,150E-02	0,318	0,5%	0,722	0,3%	0,880	0,2%	0,369	0,2%	0,162	0,2%	0,066	0,2%
21	4,640E-02	0,268	0,5%	0,663	0,3%	0,898	0,2%	0,402	0,2%	0,179	0,2%	0,073	0,2%
22	1,000E-01	0,219	0,5%	0,610	0,3%	0,931	0,2%	0,455	0,2%	0,207	0,2%	0,086	0,2%
23	2,000E-01	0,173	0,5%	0,550	0,3%	0,973	0,2%	0,538	0,2%	0,255	0,1%	0,109	0,2%
24	4,000E-01	0,134	0,5%	0,471	0,3%	1,004	0,2%	0,669	0,2%	0,344	0,1%	0,154	0,2%
25	8,000E-01	0,085	0,5%	0,360	0,3%	0,975	0,2%	0,849	0,2%	0,507	0,1%	0,258	0,1%
26	1,400E+00	0,052	0,6%	0,254	0,3%	0,858	0,2%	0,984	0,1%	0,703	0,1%	0,423	0,1%
27	2,500E+00	0,031	0,6%	0,166	0,3%	0,689	0,2%	1,015	0,1%	0,855	0,1%	0,614	0,1%
28	4,000E+00	0,019	0,7%	0,106	0,3%	0,504	0,2%	0,898	0,1%	0,855	0,1%	0,690	0,1%
29	6,500E+00	0,011	0,8%	0,069	0,4%	0,370	0,2%	0,779	0,1%	0,828	0,1%	0,749	0,1%
30	2,000E+01	0,0062	1,0%	0,039	0,4%	0,233	0,2%	0,579	0,1%	0,686	0,1%	0,697	0,1%

Tabelle F.2: Response-Funktion für MAVRIC

F.2 Quellmodellierung

Spektrums- behandlung	Energie- gruppe	Energie, MeV	Spektrums- behandlung	Energie- gruppe	Energie, MeV
A	1	1,00E-08	B	16	1,00E-03
	2	2,15E-08		17	2,15E-03
	3	4,64E-08		18	4,64E-03
	4	1,00E-07		19	1,00E-02
B	5	2,15E-07		20	2,15E-02
	6	4,64E-07		21	4,64E-02
	7	1,00E-06		22	1,00E-01
	8	2,15E-06		23	2,00E-01
	9	4,64E-06		24	4,00E-01
	10	1,00E-05		25	8,00E-01
	11	2,15E-05		26	1,40E+00
	12	4,64E-05		27	2,50E+00
	13	1,00E-04	C	28	4,00E+00
	14	2,15E-04		29	6,50E+00
	15	4,64E-04		30	2,00E+01

Tabelle F.3: Vordefinierte Energiegruppen für die Bestimmung der Response-Funktion und des zu startenden Spektrums

Spektrums- behandlung	Energie- gruppe	MAVRIC- Energie- gruppe	Energie, MeV	Spektrums- behandlung	Energie- gruppe	MAVRIC- Energie- gruppe	Energie, MeV	Spektrums- behandlung	Energie- gruppe	MAVRIC- Energie- gruppe	Energie, MeV	Spektrums- behandlung	Energie- gruppe	MAVRIC- Energie- gruppe	Energie, MeV
A	1	0	1,00E-11	B	14	51	2,14E-04	B	23	101	1,50E-01	B	27	151	2,12E+00
A	1	1	5,00E-10		15	52	2,75E-04		23	102	1,58E-01		27	152	2,23E+00
	1	2	2,00E-09		15	53	3,54E-04		23	103	1,66E-01		27	153	2,31E+00
	1	3	5,00E-09		15	54	4,54E-04		23	104	1,74E-01		27	154	2,35E+00
	1	4	1,00E-08		16	55	5,83E-04		23	105	1,83E-01		27	155	2,37E+00
	2	5	1,45E-08		16	56	7,49E-04		23	106	1,93E-01		27	156	2,39E+00
	2	6	2,10E-08		16	57	9,61E-04		24	107	2,02E-01		27	157	2,47E+00
	3	7	3,00E-08		17	58	1,23E-03		24	108	2,13E-01	C	28	158	2,59E+00
	3	8	4,00E-08		17	59	1,58E-03		24	109	2,24E-01		28	159	2,73E+00
	4	9	5,00E-08		17	60	2,03E-03		24	110	2,35E-01		28	160	2,87E+00
	4	10	7,00E-08		18	61	2,25E-03		24	111	2,47E-01		28	161	3,01E+00
	4	11	1,00E-07		18	62	2,49E-03		24	112	2,73E-01		28	162	3,17E+00
B	5	12	1,25E-07		18	63	2,61E-03		24	113	2,87E-01		28	163	3,33E+00
	5	13	1,50E-07		18	64	2,75E-03		24	114	2,95E-01		28	164	3,68E+00
	5	14	1,84E-07		18	65	3,04E-03		24	115	2,97E-01		29	165	4,07E+00
	6	15	2,25E-07		18	66	3,35E-03		24	116	2,98E-01		29	166	4,49E+00
	6	16	2,75E-07		18	67	3,71E-03		24	117	3,02E-01		29	167	4,72E+00
	6	17	3,25E-07		18	68	4,31E-03		24	118	3,34E-01		29	168	4,97E+00
	6	18	3,67E-07		19	69	5,53E-03		24	119	3,69E-01		29	169	5,22E+00
	6	19	4,14E-07		19	70	7,10E-03		24	120	3,88E-01		29	170	5,49E+00
	7	20	5,00E-07		19	71	9,12E-03		25	121	4,08E-01		29	171	5,77E+00
	7	21	5,32E-07		20	72	1,06E-02		25	122	4,50E-01		29	172	6,07E+00
	7	22	6,25E-07		20	73	1,17E-02		25	123	4,98E-01		29	173	6,38E+00
	7	23	6,83E-07		20	74	1,50E-02		25	124	5,23E-01		30	174	6,59E+00
	7	24	8,00E-07		20	75	1,93E-02		25	125	5,50E-01		30	175	6,70E+00
	7	25	8,76E-07		21	76	2,19E-02		25	126	5,78E-01		30	176	7,05E+00
	7	26	1,00E-06		21	77	2,36E-02		25	127	6,08E-01		30	177	7,41E+00
	8	27	1,04E-06		21	78	2,42E-02		25	128	6,39E-01		30	178	7,79E+00
	8	28	1,08E-06		21	79	2,48E-02		25	129	6,72E-01		30	179	8,19E+00
	8	29	1,13E-06		21	80	2,61E-02		25	130	7,07E-01		30	180	8,61E+00
	8	30	1,30E-06		21	81	2,70E-02		25	131	7,43E-01		30	181	9,05E+00
	8	31	1,45E-06		21	82	2,85E-02		25	132	7,81E-01		30	182	9,51E+00
	8	32	1,86E-06		21	83	3,18E-02		26	133	8,21E-01		30	183	1,00E+01
	9	33	2,38E-06		21	84	3,43E-02		26	134	8,63E-01		30	184	1,05E+01
	9	34	3,06E-06		21	85	4,09E-02		26	135	9,07E-01		30	185	1,11E+01
	9	35	3,93E-06		21	86	4,63E-02		26	136	9,62E-01		30	186	1,16E+01
	10	36	5,04E-06		22	87	5,25E-02		26	137	1,00E+00		30	187	1,22E+01
	10	37	6,48E-06		22	88	5,66E-02		26	138	1,11E+00		30	188	1,25E+01
	10	38	8,32E-06		22	89	6,74E-02		26	139	1,16E+00		30	189	1,28E+01
	11	39	1,07E-05		22	90	7,20E-02		26	140	1,22E+00		30	190	1,35E+01
	11	40	1,37E-05		22	91	7,95E-02		26	141	1,29E+00		30	191	1,38E+01
	11	41	1,76E-05		22	92	8,25E-02		26	142	1,35E+00		30	192	1,42E+01
	12	42	2,26E-05		22	93	8,65E-02		27	143	1,42E+00		30	193	1,46E+01
	12	43	2,90E-05		22	94	9,80E-02		27	144	1,50E+00		30	194	1,49E+01
	12	44	3,73E-05		23	95	1,11E-01		27	145	1,57E+00		30	195	1,57E+01
	13	45	4,79E-05		23	96	1,17E-01		27	146	1,65E+00		30	196	1,65E+01
	13	46	6,14E-05		23	97	1,23E-01		27	147	1,74E+00		30	197	1,69E+01
	13	47	7,89E-05		23	98	1,29E-01		27	148	1,83E+00		30	198	1,73E+01
	14	48	1,01E-04		23	99	1,36E-01		27	149	1,92E+00		30	199	1,96E+01
	14	49	1,30E-04		23	100	1,43E-01		27	150	2,02E+00		30	200	2,00E+01
	14	50	1,67E-04												

Abbildung F.1: Festgesetzte Energiegruppen und zugehörige Spektrumsbehandlung in MAVRIC

F.3 Labyrinth

F.3.1 Aufbauten

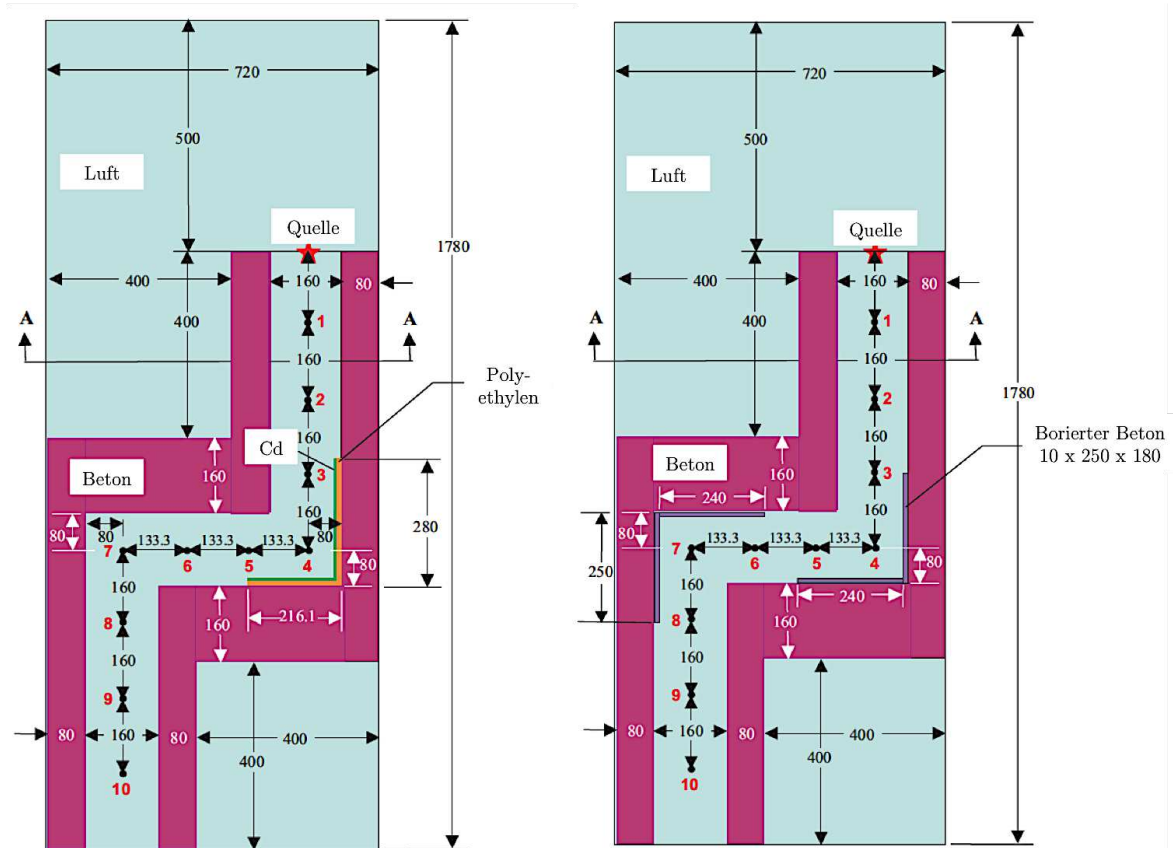


Abbildung F.2: Aufbau des Labyrinths in den Fällen 2 und 3 (links) sowie im Fall 4 (rechts) (Abmessungen in cm) nach [41]

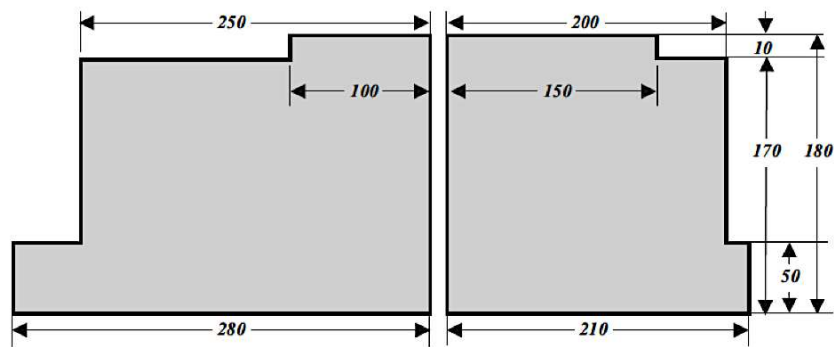


Abbildung F.3: Aufbau der eingesetzten Wand im Labyrinth in den Fällen 2 und 3 (Abmessungen in cm) nach [41]

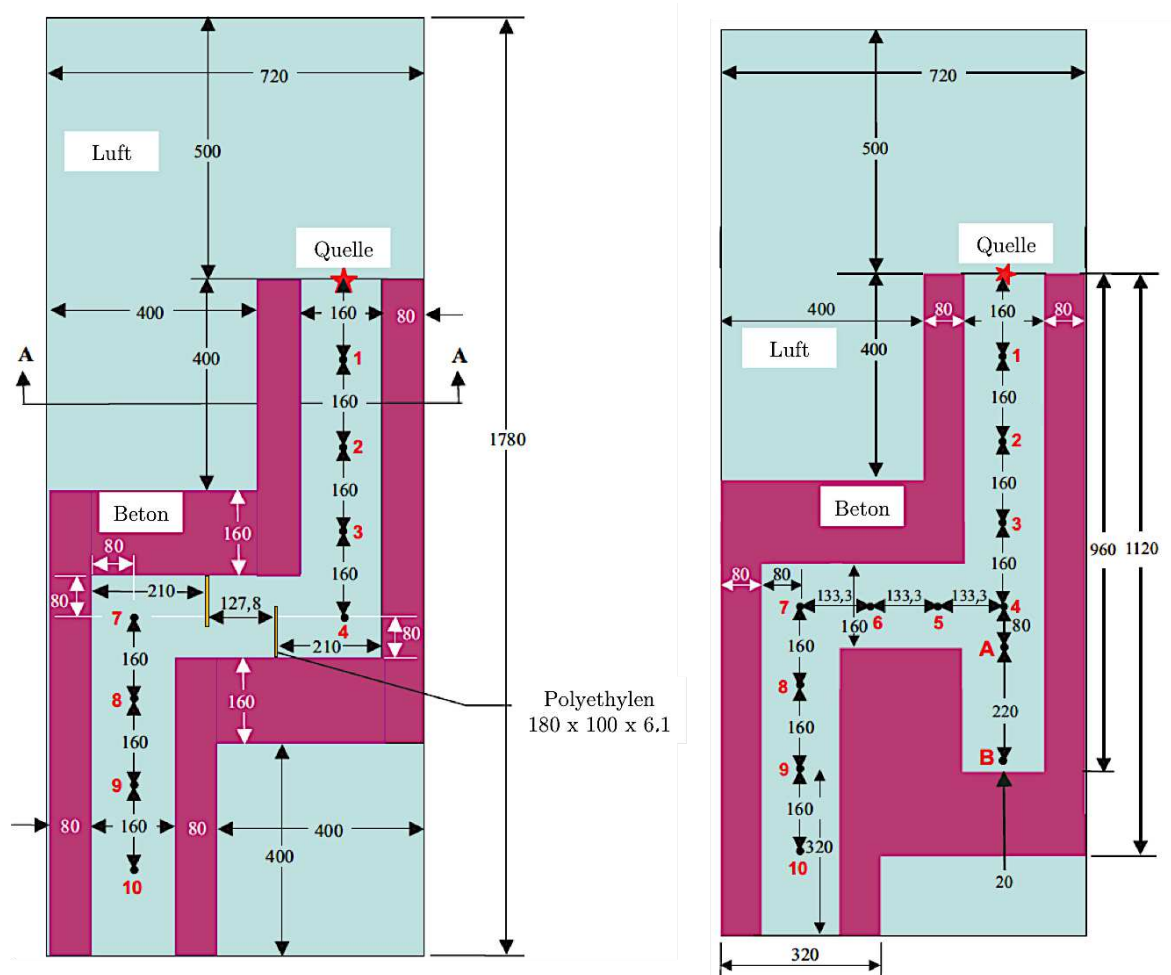


Abbildung F.4: Aufbau des Labyrinths im Fall 5 (links) und im Fall 6 (rechts) (Abmessungen in cm) nach [41]

F.3.2 Einzelergebnisse

MCNP	Fall 1 B											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
1	-23%	6%	-19%	7%	-21%	8%	-19%	10%	-14%	12%	-17%	13%
2	-14%	7%	-11%	8%	-10%	9%	-8%	12%	-8%	13%	-11%	15%
3	-15%	8%	-9%	9%	-5%	11%	-8%	12%	-7%	13%	-10%	15%
4	-11%	9%	-1%	9%	-9%	10%	-10%	12%	-9%	13%	-12%	14%
5	-8%	11%	1%	13%	7%	15%	4%	17%	7%	20%	3%	20%
6	-5%	13%	3%	15%	13%	18%	1%	19%	5%	21%	1%	21%
7	-6%	13%	3%	16%	17%	20%	6%	20%	7%	22%	5%	23%
8	-4%	16%	6%	17%	13%	22%	-9%	20%	-19%	19%	-26%	19%
9	0%	17%	17%	21%	17%	25%	-6%	22%	-15%	21%	-26%	19%
10	-36%	11%	-32%	13%	-30%	15%	-44%	13%	-45%	13%	-55%	12%
Minimum	-36%	11%	-32%	13%	-30%	15%	-44%	13%	-45%	13%	-55%	12%
Maximum	0%	17%	17%	21%	17%	25%	6%	20%	7%	22%	5%	23%
Mittelwert	-12%	17%	-4%	21%	-1%	25%	-9%	22%	-10%	22%	-15%	23%

MAVRIC	Fall 1 B											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
1	-29%	5%	-27%	6%	-30%	7%	-28%	9%	-24%	10%	-28%	11%
2	-21%	7%	-19%	8%	-19%	9%	-17%	11%	-17%	12%	-20%	13%
3	-24%	7%	-20%	8%	-17%	10%	-18%	11%	-18%	12%	-22%	13%
4	-19%	8%	-10%	9%	-18%	9%	-18%	11%	-18%	12%	-21%	12%
5	-14%	11%	-8%	11%	-4%	14%	-7%	15%	-5%	17%	-9%	17%
6	-12%	12%	-6%	13%	2%	17%	-9%	18%	-5%	19%	-10%	19%
7	-11%	13%	-4%	15%	7%	19%	-3%	19%	-2%	20%	-4%	21%
8	-11%	15%	-3%	16%	3%	20%	-17%	19%	-26%	17%	-33%	17%
9	-5%	16%	10%	20%	9%	23%	-12%	21%	-21%	20%	-31%	18%
10	-39%	11%	-34%	12%	-32%	14%	-46%	13%	-47%	13%	-57%	11%
Minimum	-39%	11%	-34%	12%	-32%	14%	-46%	13%	-47%	13%	-57%	11%
Maximum	-5%	16%	10%	20%	9%	23%	-3%	19%	-2%	20%	-4%	21%
Mittelwert	-19%	16%	-12%	20%	-10%	23%	-18%	21%	-18%	20%	-24%	21%

Tabelle F.4: Abweichungen zum Messwert in MCNPTM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 1 B

MCNP	Fall 2 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
Detektor	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}
4	11%	11%	12%	10%	12%	9%	8%	8%	9%	8%	6%	9%
5	12%	12%	17%	12%	23%	13%	26%	13%	25%	14%	18%	13%
6	17%	15%	14%	14%	22%	15%	21%	16%	26%	17%	31%	19%
7	16%	16%	20%	16%	16%	16%	19%	17%	24%	18%	23%	19%
8	20%	20%	29%	21%	33%	22%	42%	25%	42%	25%	26%	23%
Minimum	11%	11%	12%	10%	12%	9%	8%	8%	9%	8%	6%	9%
Maximum	20%	20%	29%	21%	33%	22%	42%	25%	42%	25%	31%	19%
Mittelwert	15%	20%	18%	21%	21%	22%	23%	25%	25%	25%	21%	23%

MAVRIC	Fall 2 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
Detektor	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}
4	5%	10%	3%	9%	0%	8%	-5%	7%	-5%	7%	-9%	8%
5	5%	11%	7%	11%	10%	11%	10%	12%	8%	12%	0%	11%
6	10%	14%	5%	13%	10%	14%	9%	15%	13%	15%	18%	17%
7	10%	15%	10%	15%	5%	14%	6%	15%	11%	16%	10%	17%
8	11%	18%	16%	19%	18%	19%	28%	22%	28%	22%	14%	21%
Minimum	5%	10%	3%	9%	0%	8%	-5%	7%	-5%	7%	-9%	8%
Maximum	11%	18%	16%	19%	18%	19%	28%	22%	28%	22%	18%	17%
Mittelwert	8%	18%	8%	19%	9%	19%	10%	22%	11%	22%	7%	21%

Tabelle F.5: Abweichungen zum Messwert in MCNPTM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 2 A

MCNP	Fall 2 B											
	$\Delta = R/M - 1$											
Detektor	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}
4	-6%	8%	-7%	8%	-4%	9%	-4%	12%	3%	14%	10%	17%
5	-4%	10%	-3%	11%	-2%	12%	10%	17%	5%	18%	3%	19%
7	1%	14%	2%	14%	6%	16%	3%	19%	-3%	20%	-6%	21%
Minimum	-6%	8%	-7%	8%	-4%	9%	-4%	12%	-3%	20%	-6%	21%
Maximum	1%	14%	2%	14%	6%	16%	10%	17%	5%	18%	10%	17%
Mittelwert	-3%	14%	-3%	14%	0%	16%	3%	19%	2%	20%	2%	21%

MAVRIC	Fall 2 B											
	$\Delta = R/M - 1$											
Detektor	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}
4	-11%	8%	-14%	7%	-13%	8%	-15%	11%	-9%	12%	-4%	15%
5	-12%	9%	-13%	10%	-14%	11%	-4%	15%	-9%	16%	-12%	16%
7	-5%	13%	-5%	13%	-2%	15%	-3%	18%	-8%	19%	-11%	20%
Minimum	-12%	9%	-14%	7%	-14%	11%	-15%	11%	-9%	12%	-12%	16%
Maximum	-5%	13%	-5%	13%	-2%	15%	-3%	18%	-8%	19%	-4%	15%
Mittelwert	-9%	13%	-11%	13%	-10%	15%	-7%	18%	-9%	19%	-9%	20%

Tabelle F.6: Abweichungen zum Messwert in MCNPTM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 2 B

MCNP	Fall 3 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s
4	11%	11%	13%	10%	12%	9%	8%	8%	10%	8%	7%	9%
5	9%	11%	14%	12%	17%	12%	11%	12%	20%	13%	12%	13%
6	12%	13%	19%	14%	19%	15%	18%	16%	26%	17%	28%	18%
7	23%	14%	30%	15%	12%	14%	9%	15%	10%	15%	7%	15%
8	-2%	13%	20%	17%	5%	16%	26%	21%	23%	21%	15%	20%
Minimum	-2%	13%	13%	10%	5%	16%	8%	8%	10%	8%	7%	15%
Maximum	23%	14%	30%	15%	19%	15%	26%	21%	26%	17%	28%	18%
Mittelwert	11%	14%	19%	17%	13%	16%	14%	21%	18%	21%	14%	20%

MAVRIC	Fall 3 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s
4	3%	10%	3%	9%	0%	8%	-4%	7%	-3%	7%	-7%	8%
5	0%	11%	3%	11%	4%	11%	-3%	10%	4%	11%	-4%	11%
6	3%	12%	8%	12%	8%	13%	7%	14%	14%	15%	15%	17%
7	13%	13%	19%	14%	3%	13%	0%	13%	0%	13%	-5%	14%
8	-10%	12%	9%	16%	-4%	15%	17%	19%	14%	20%	6%	18%
Minimum	-10%	12%	3%	9%	-4%	15%	-4%	7%	-3%	7%	-7%	8%
Maximum	13%	13%	19%	14%	8%	13%	17%	19%	14%	15%	15%	17%
Mittelwert	2%	13%	8%	16%	2%	15%	3%	19%	6%	20%	1%	18%

Tabelle F.7: Abweichungen zum Messwert in MCNPTM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 3 A

MCNP	Fall 3 B											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s
4	-10%	7%	1%	9%	0%	10%	-4%	12%	1%	14%	2%	16%
5	-3%	9%	4%	11%	10%	14%	3%	16%	3%	18%	1%	18%
6	-10%	6%	6%	8%	17%	11%	3%	15%	7%	17%	5%	19%
7	-7%	11%	14%	14%	17%	17%	-5%	17%	2%	20%	-6%	20%
Minimum	-10%	6%	1%	9%	0%	10%	-5%	17%	1%	14%	-6%	20%
Maximum	-3%	9%	14%	14%	17%	17%	3%	16%	7%	17%	5%	19%
Mittelwert	-7%	11%	6%	14%	11%	17%	-1%	17%	3%	20%	0%	20%

MAVRIC	Fall 3 B											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s
4	-15%	7%	-7%	8%	-8%	9%	-13%	11%	-10%	12%	-11%	14%
5	-13%	8%	-7%	10%	-3%	12%	-9%	14%	-10%	16%	-12%	16%
6	-18%	6%	-4%	7%	7%	10%	-5%	14%	-1%	16%	-3%	18%
7	-13%	10%	7%	13%	11%	16%	-9%	17%	-2%	19%	-9%	19%
Minimum	-18%	6%	-7%	10%	-3%	12%	-9%	14%	-10%	16%	-12%	16%
Maximum	-13%	10%	7%	13%	11%	16%	-5%	14%	-1%	16%	-3%	18%
Mittelwert	-15%	10%	-1%	13%	5%	16%	-8%	17%	-4%	19%	-8%	19%

Tabelle F.8: Abweichungen zum Messwert in MCNPTM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 3 B

MCNP	Fall 4 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s
1	17%	10%	20%	10%	20%	9%	10%	10%	9%	9%	4%	10%
2	18%	11%	19%	11%	19%	10%	7%	9%	9%	10%	3%	11%
3	13%	12%	14%	11%	14%	10%	4%	9%	5%	10%	0%	10%
4	8%	10%	13%	10%	3%	8%	0%	8%	6%	9%	0%	10%
5	7%	11%	10%	12%	16%	12%	-2%	10%	17%	15%	15%	17%
6	5%	12%	5%	12%	6%	12%	-3%	12%	7%	14%	5%	15%
7	4%	12%	6%	12%	6%	12%	1%	13%	6%	14%	5%	15%
8	3%	14%	9%	15%	11%	16%	3%	16%	3%	17%	6%	19%
Minimum	3%	14%	5%	12%	3%	8%	-3%	12%	3%	17%	0%	10%
Maximum	18%	11%	20%	10%	20%	9%	10%	10%	17%	15%	15%	17%
Mittelwert	9%	14%	12%	15%	12%	16%	3%	16%	8%	17%	5%	19%

MAVRIC	Fall 4 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s
1	13%	10%	11%	10%	8%	8%	-2%	8%	-4%	8%	-10%	9%
2	13%	11%	10%	11%	7%	9%	-4%	8%	-3%	9%	-10%	9%
3	7%	11%	5%	10%	2%	9%	-8%	8%	-8%	9%	-14%	9%
4	6%	10%	6%	9%	-5%	7%	-9%	7%	-4%	8%	-11%	9%
5	2%	11%	0%	11%	3%	11%	-14%	9%	1%	13%	-2%	14%
6	1%	12%	-2%	11%	-4%	11%	-13%	11%	-3%	13%	-6%	14%
7	0%	11%	-1%	11%	-2%	11%	-7%	12%	-3%	13%	-5%	14%
8	-2%	13%	0%	13%	0%	14%	-7%	14%	-7%	15%	-4%	18%
Minimum	-2%	13%	-2%	11%	-5%	7%	-14%	9%	-8%	9%	-14%	9%
Maximum	13%	11%	11%	10%	8%	8%	-2%	8%	1%	13%	-2%	14%
Mittelwert	5%	13%	4%	13%	1%	14%	-8%	14%	-4%	15%	-8%	18%

Tabelle F.9: Abweichungen zum Messwert in MCNPTM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 4 A

MCNP	Fall 4 B											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
5	-2%	10%	1%	12%	3%	14%	-6%	15%	0%	17%	-1%	18%
6	-13%	10%	-10%	11%	-6%	14%	-4%	18%	-2%	19%	7%	23%
7	-15%	11%	-4%	13%	-3%	15%	-2%	18%	2%	21%	2%	22%
8	0%	15%	-3%	16%	4%	19%	-4%	20%	7%	25%	1%	25%
Minimum	-15%	11%	-10%	11%	-6%	14%	-6%	15%	-2%	19%	-1%	18%
Maximum	0%	15%	1%	12%	4%	19%	-2%	18%	7%	25%	7%	23%
Mittelwert	-7%	15%	-4%	16%	-1%	19%	-4%	20%	2%	25%	2%	25%

MAVRIC	Fall 4 B											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
5	-9%	10%	-9%	10%	-9%	12%	-17%	13%	-12%	15%	-13%	16%
6	-17%	10%	-16%	10%	-15%	13%	-13%	16%	-11%	17%	-4%	20%
7	-21%	10%	-13%	12%	-14%	13%	-12%	16%	-7%	19%	-7%	20%
8	-6%	14%	-10%	15%	-4%	17%	-12%	19%	-1%	23%	-6%	23%
Minimum	-21%	10%	-16%	10%	-15%	13%	-17%	13%	-12%	15%	-13%	16%
Maximum	-6%	14%	-9%	10%	-4%	17%	-12%	19%	-1%	23%	-4%	20%
Mittelwert	-13%	14%	-12%	15%	-10%	17%	-13%	19%	-8%	23%	-7%	23%

Tabelle F.10: Abweichungen zum Messwert in MCNPTM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 4 B

MCNP	Fall 5 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
7	6%	16%	23%	20%	14%	20%	6%	20%	7%	22%	8%	24%
8	5%	17%	1%	16%	20%	21%	15%	25%	28%	32%	31%	41%
Minimum	5%	17%	1%	16%	14%	20%	6%	20%	7%	22%	8%	24%
Maximum	6%	16%	23%	20%	20%	21%	15%	25%	28%	32%	31%	41%
Mittelwert	6%	17%	12%	20%	17%	21%	11%	25%	18%	32%	19%	41%

MAVRIC	Fall 5 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
7	-3%	15%	11%	18%	3%	18%	-4%	18%	-3%	20%	-3%	22%
8	-2%	16%	-7%	15%	9%	19%	5%	22%	16%	29%	17%	37%
Minimum	-3%	15%	-7%	15%	3%	18%	-4%	18%	-3%	20%	-3%	22%
Maximum	-2%	16%	11%	18%	9%	19%	5%	22%	16%	29%	17%	37%
Mittelwert	-2%	16%	2%	18%	6%	19%	1%	22%	7%	29%	7%	37%

Tabelle F.11: Abweichungen zum Messwert in MCNPTM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 5 A

MCNP	Fall 6 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
6	20%	10%	28%	11%	16%	10%	48%	21%	53%	28%	46%	31%
7	23%	15%	26%	14%	31%	16%	34%	22%	29%	24%	26%	25%
8	21%	16%	40%	19%	41%	22%	62%	36%	39%	32%	8%	25%
9	31%	18%	47%	20%	39%	21%	51%	31%	28%	30%	9%	27%
A	7%	11%	11%	12%	14%	9%	13%	16%	22%	14%	24%	19%
B	12%	11%	14%	11%	13%	10%	7%	14%	11%	13%	12%	15%
Minimum	7%	11%	11%	12%	13%	10%	7%	14%	11%	13%	8%	25%
Maximum	31%	18%	47%	20%	41%	22%	62%	36%	53%	28%	46%	31%
Mittelwert	19%	18%	28%	20%	26%	22%	36%	36%	31%	32%	21%	31%

MAVRIC	Fall 6 A											
	$\Delta = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
6	11%	10%	16%	10%	3%	9%	31%	19%	35%	25%	28%	27%
7	16%	14%	16%	13%	18%	15%	21%	20%	17%	21%	13%	23%
8	12%	15%	27%	17%	27%	19%	47%	33%	27%	30%	-1%	23%
9	23%	16%	35%	18%	27%	19%	39%	28%	17%	27%	0%	25%
A	0%	11%	2%	11%	2%	8%	-1%	14%	6%	12%	6%	16%
B	6%	10%	5%	10%	3%	9%	-4%	13%	-1%	11%	-1%	13%
Minimum	0%	11%	2%	11%	2%	8%	-4%	13%	-1%	11%	-1%	13%
Maximum	23%	16%	35%	18%	27%	19%	47%	33%	35%	25%	28%	27%
Mittelwert	11%	16%	17%	18%	13%	19%	22%	33%	17%	30%	7%	27%

Tabelle F.12: Abweichungen zum Messwert in MCNPTM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 6 A

MCNP	Fall 6 B											
	$\Lambda = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
4	2%	9%	7%	10%	4%	11%	7%	15%	6%	17%	8%	20%
5	7%	12%	15%	14%	13%	16%	8%	21%	13%	25%	7%	27%
6	5%	14%	16%	17%	20%	21%	13%	24%	10%	26%	7%	28%
7	-4%	13%	6%	15%	18%	20%	12%	25%	14%	28%	22%	34%
8	1%	15%	14%	19%	18%	23%	0%	24%	-8%	24%	-8%	27%
A	-2%	9%	2%	10%	4%	11%	5%	15%	8%	18%	5%	19%
B	1%	10%	5%	10%	5%	12%	2%	15%	-1%	16%	-5%	16%
Minimum	-4%	13%	2%	10%	4%	11%	0%	24%	-8%	24%	-8%	27%
Maximum	7%	12%	16%	17%	20%	21%	13%	24%	14%	28%	22%	34%
Mittelwert	1%	15%	9%	19%	12%	23%	7%	25%	6%	28%	5%	34%

MAVRIC	Fall 6 B											
	$\Lambda = R/M - 1$											
	2"		3"		5"		8"		10"		12"	
Detektor	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
4	-7%	8%	-3%	9%	-5%	10%	-1%	14%	-3%	16%	-2%	18%
5	-1%	11%	5%	13%	1%	14%	-4%	19%	0%	22%	-5%	24%
6	-3%	13%	6%	15%	8%	19%	2%	22%	0%	23%	-4%	25%
7	-12%	12%	-4%	14%	6%	18%	2%	23%	4%	25%	11%	31%
8	-6%	14%	5%	17%	9%	21%	-7%	23%	-14%	22%	-15%	25%
A	-11%	9%	-7%	9%	-5%	10%	-3%	14%	-1%	16%	-5%	17%
B	-5%	9%	-3%	9%	-3%	11%	-5%	14%	-8%	15%	-12%	15%
Minimum	-12%	12%	-7%	9%	-5%	10%	-7%	23%	-14%	22%	-15%	25%
Maximum	-1%	11%	6%	15%	9%	21%	2%	22%	4%	25%	11%	31%
Mittelwert	-6%	14%	0%	17%	2%	21%	-2%	23%	-3%	25%	-5%	31%

Tabelle F.13: Abweichungen zum Messwert in MCNPTM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 6 B

Konfiguration			$\Delta = R/M - 1$													
			2"		3"		5"		8"		10"		12"		Total	
Fall 3 A	MCNP	Minimum	-2%	13%	13%	10%	5%	16%	8%	8%	10%	8%	7%	15%	-2%	13%
		Maximum	23%	14%	30%	15%	19%	15%	26%	21%	26%	17%	28%	18%	30%	15%
		Mittelwert	11%	14%	19%	17%	13%	16%	14%	21%	18%	21%	14%	20%	15%	21%
	MAVRIC	Minimum	-10%	12%	3%	9%	-4%	15%	-4%	7%	-3%	7%	-7%	8%	-10%	12%
		Maximum	13%	13%	19%	14%	8%	13%	17%	19%	14%	15%	15%	17%	19%	13%
		Mittelwert	2%	13%	8%	16%	2%	15%	3%	19%	6%	20%	1%	18%	4%	20%
Fall 3 B	MCNP	Minimum	-10%	6%	1%	9%	0%	10%	-5%	17%	1%	14%	-6%	20%	-10%	6%
		Maximum	-3%	9%	14%	14%	17%	17%	3%	16%	7%	17%	5%	19%	17%	17%
		Mittelwert	-7%	11%	6%	14%	11%	17%	-1%	17%	3%	20%	0%	20%	2%	20%
	MAVRIC	Minimum	-18%	6%	-7%	10%	-3%	12%	-9%	14%	-10%	16%	-12%	16%	-18%	6%
		Maximum	-13%	10%	7%	13%	11%	16%	-5%	14%	-1%	16%	-3%	18%	11%	16%
		Mittelwert	-15%	10%	-1%	13%	5%	16%	-8%	17%	-4%	19%	-8%	19%	-5%	19%
Fall 4 A	MCNP	Minimum	3%	14%	5%	12%	3%	8%	-3%	12%	3%	17%	0%	10%	-3%	12%
		Maximum	18%	11%	20%	10%	20%	9%	10%	10%	17%	15%	15%	17%	20%	9%
		Mittelwert	9%	14%	12%	15%	12%	16%	3%	16%	8%	17%	5%	19%	8%	19%
	MAVRIC	Minimum	-2%	13%	-2%	11%	-5%	7%	-14%	9%	-8%	9%	-14%	9%	-14%	9%
		Maximum	13%	11%	11%	10%	8%	8%	-2%	8%	1%	13%	-2%	14%	13%	11%
		Mittelwert	5%	13%	4%	13%	1%	14%	-8%	14%	-4%	15%	-8%	18%	-2%	18%
Fall 4 B	MCNP	Minimum	-15%	11%	-10%	11%	-6%	14%	-6%	15%	-2%	19%	-1%	18%	-15%	11%
		Maximum	0%	15%	1%	12%	4%	19%	-2%	18%	7%	23%	7%	23%	7%	25%
		Mittelwert	-7%	15%	-4%	16%	-1%	19%	-4%	20%	2%	25%	2%	25%	-2%	25%
	MAVRIC	Minimum	-21%	10%	-16%	10%	-15%	13%	-17%	13%	-12%	15%	-13%	16%	-21%	10%
		Maximum	-6%	14%	-9%	10%	-4%	17%	-12%	19%	-1%	23%	-4%	20%	-1%	23%
		Mittelwert	-13%	14%	-12%	15%	-10%	17%	-13%	19%	-8%	23%	-7%	23%	-11%	23%

Tabelle F.14: Zusammenfassung der Fälle 3 und 4

Konfiguration			$\Delta = R/M - 1$													
			2"		3"		5"		8"		10"		12"		Total	
Fall 5 A	MCNP	Minimum	5%	17%	1%	16%	14%	20%	6%	20%	7%	22%	8%	24%	1%	16%
		Maximum	6%	16%	23%	20%	20%	21%	15%	25%	28%	32%	31%	41%	31%	41%
		Mittelwert	6%	17%	12%	20%	17%	21%	11%	25%	18%	32%	19%	41%	14%	41%
	MAVRIC	Minimum	-3%	15%	-7%	15%	3%	18%	-4%	18%	-3%	20%	-3%	22%	-7%	15%
		Maximum	-2%	16%	11%	18%	9%	19%	5%	22%	16%	29%	17%	37%	17%	37%
		Mittelwert	-2%	16%	2%	18%	6%	19%	1%	22%	7%	29%	7%	37%	3%	37%
Fall 6 A	MCNP	Minimum	7%	11%	11%	12%	13%	10%	7%	14%	11%	13%	8%	25%	7%	11%
		Maximum	31%	18%	47%	20%	41%	22%	62%	36%	53%	28%	46%	31%	62%	36%
		Mittelwert	19%	18%	28%	20%	26%	22%	36%	36%	31%	32%	21%	31%	27%	36%
	MAVRIC	Minimum	0%	11%	2%	11%	2%	8%	-4%	13%	-1%	11%	-1%	13%	-4%	13%
		Maximum	23%	16%	35%	18%	27%	19%	47%	33%	35%	25%	28%	27%	47%	33%
		Mittelwert	11%	16%	17%	18%	13%	19%	22%	33%	17%	30%	7%	27%	15%	33%
Fall 6 B	MCNP	Minimum	-4%	13%	2%	10%	4%	11%	0%	24%	-8%	24%	-8%	27%	-8%	24%
		Maximum	7%	12%	16%	17%	20%	21%	13%	24%	14%	28%	22%	34%	22%	34%
		Mittelwert	1%	15%	9%	19%	12%	23%	7%	25%	6%	28%	5%	34%	7%	34%
	MAVRIC	Minimum	-12%	12%	-7%	9%	-5%	10%	-7%	23%	-14%	22%	-15%	25%	-15%	25%
		Maximum	-1%	11%	6%	15%	9%	21%	2%	22%	4%	25%	11%	31%	11%	31%
		Mittelwert	-6%	14%	0%	17%	2%	21%	-2%	23%	-3%	25%	-5%	31%	-3%	31%

Tabelle F.15: Zusammenfassung der Fälle 5 und 6

Anhang G

Berechnungen bei bekannter Neutronenquelle

G.1 Zeichnung des assemblierten Versuchsbehälters

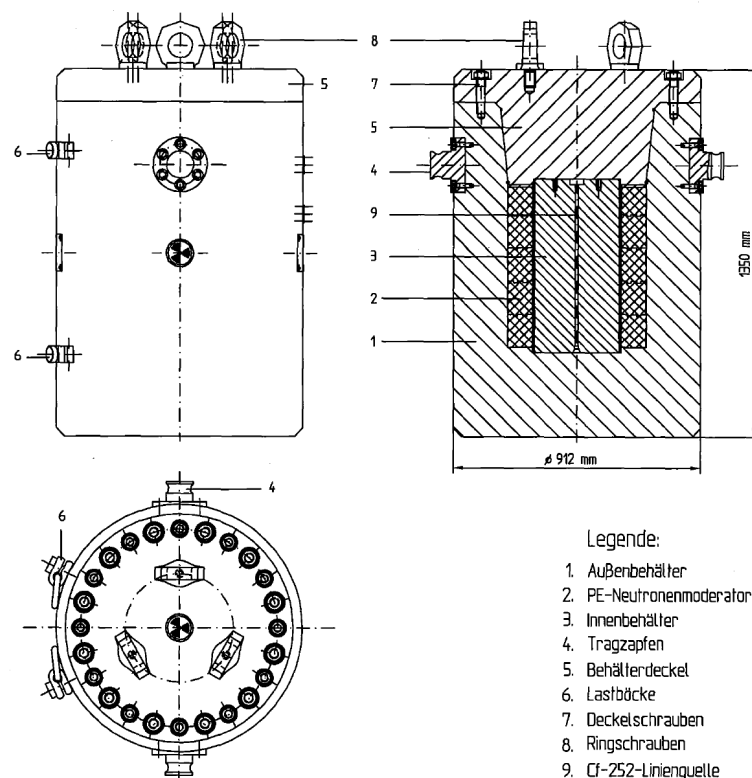


Abbildung G.1: Gesamtaufbau der Abschirmkonfiguration im Versuchsbehälter nach Assemblierung der Einzelkomponenten [47]

G.2 Schnittzeichnung der 800 m-Sohle und geologisches Profil des Bergwerks

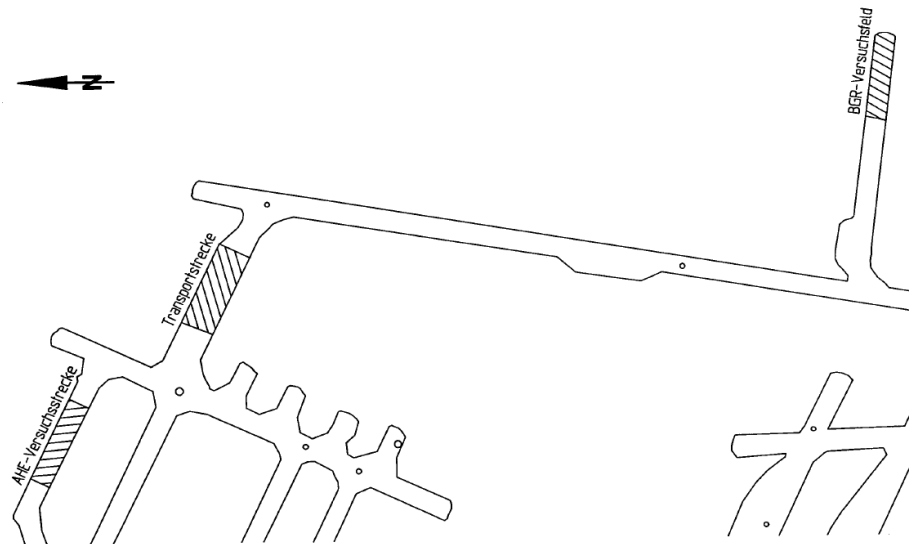


Abbildung G.2: Skizze der Messplätze im Salzstock auf der 800 m-Sohle [46]

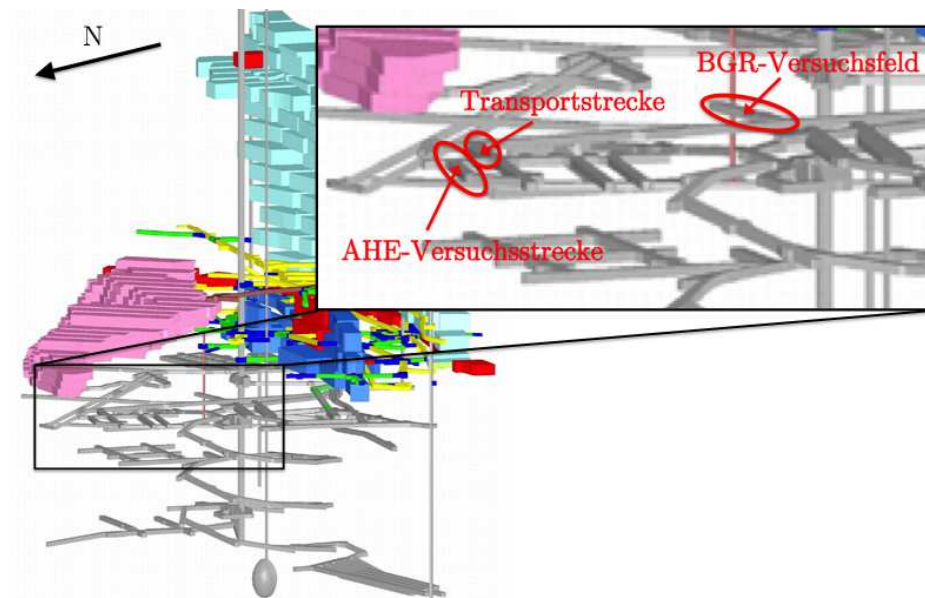


Abbildung G.3: 3D-Modell des Bergwerks Asse in Anlehnung an [93]

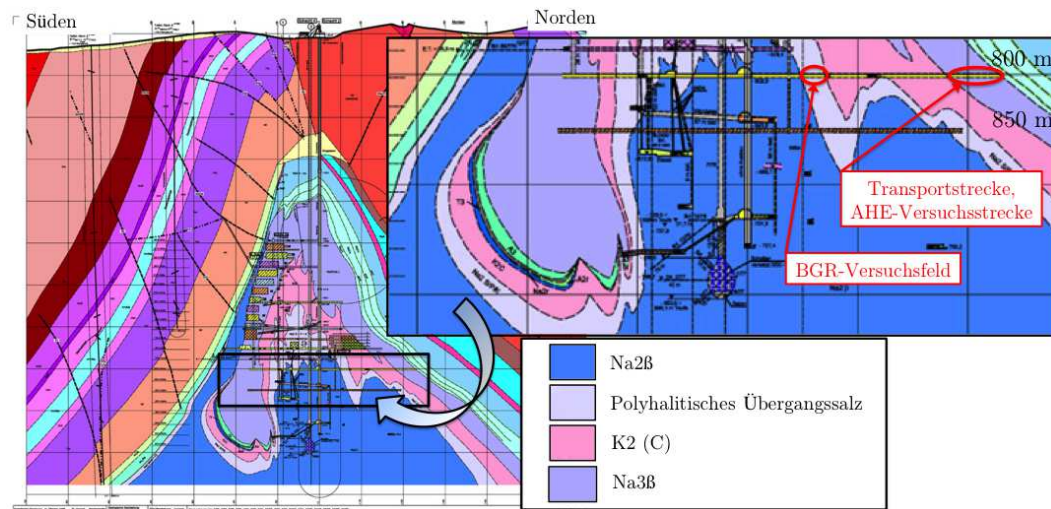


Abbildung G.4: Schnitt durch das geologische Profil des Bergwerks Asse in Anlehnung an [94]

G.3 Streckenquerschnitte im Bergwerk Asse

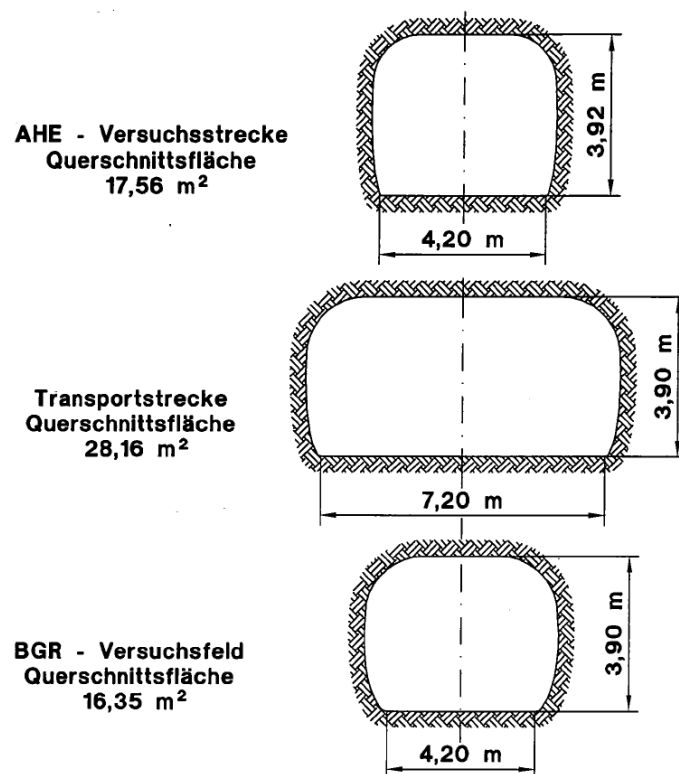


Abbildung G.5: Querschnitt der Versuchsstrecken [46]

G.4 Berechnungsmodelle

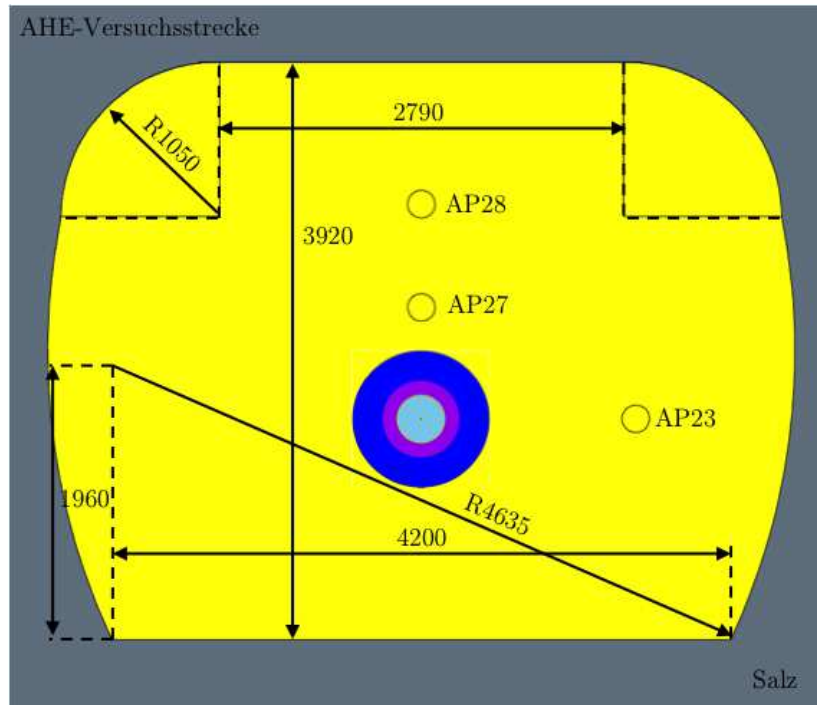


Abbildung G.6: Berechnungsmodell des Behälters in der AHE-Versuchsstrecke (Abmessungen in mm)

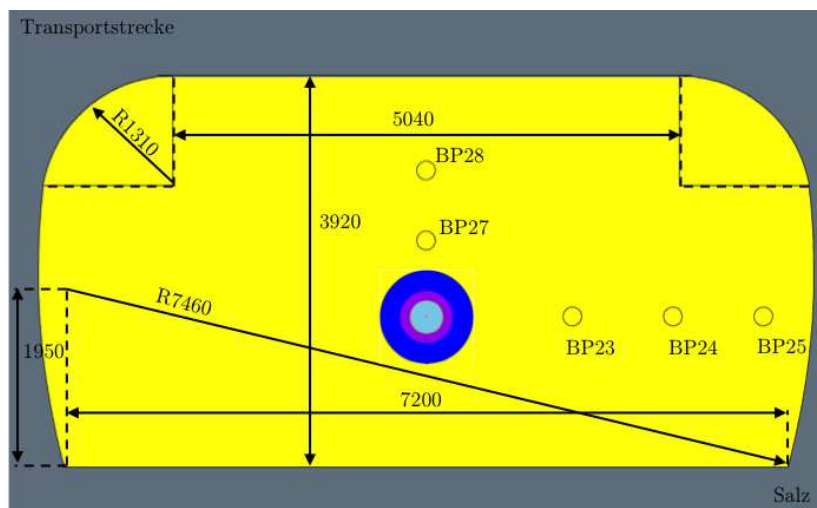


Abbildung G.7: Berechnungsmodell des Behälters in der Transportstrecke (Abmessungen in mm)

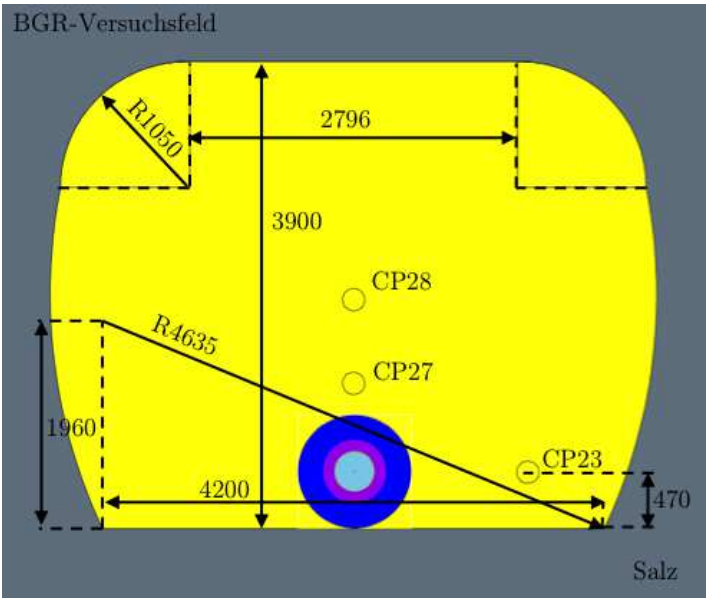


Abbildung G.8: Berechnungsmodell des Behälters im BGR-Versuchsfeld (Abmessungen in mm)

G.5 Modellabsicherung in MCNPTM

G.5.1 Untersuchung der $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung am Beispiel des Freigelände der PTB

Neutronen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von BK			
Messanordnung	Detektorposition	ID	ICRP/ICRU	Bonner-Kugel-Spektrometer (BK)		MCNP ohne $S(\alpha, \beta)$		MCNP mit $S(\alpha, \beta)$		Ohne $S(\alpha, \beta)$		Mit $S(\alpha, \beta)$	
				DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}
Vertikal	1 m Deckel	BP41	21	33,39	15%	28,76	1%	28,25	1%	-14%	13%	-15%	13%
			60	59,52	15%	51,50	1%	50,78	1%	-13%	13%	-15%	13%
	1 m Mantel	BP42	21	38,78	15%	30,41	1%	30,31	1%	-22%	12%	-22%	12%
			60	67,96	15%	53,73	1%	53,56	1%	-21%	12%	-21%	12%
	2 m Mantel	BP43	21	19,18	15%	14,58	2%	14,85	2%	-24%	11%	-23%	12%
			60	33,59	15%	25,78	2%	26,35	2%	-23%	12%	-22%	12%
	3 m Mantel	BP44	21	11,05	15%	9,37	2%	9,27	2%	-15%	13%	-16%	13%
			60	19,10	15%	16,52	2%	16,31	2%	-13%	13%	-15%	13%

Photonen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von HANDI			
Messanordnung	Detektorposition	ID	ICRP/ICRU	HANDI		MCNP ohne $S(\alpha, \beta)$		MCNP mit $S(\alpha, \beta)$		Ohne $S(\alpha, \beta)$		Mit $S(\alpha, \beta)$	
				DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}
Vertikal	1 m Deckel	BP41	21	0,49	25%	0,24	4%	0,23	4%	-52%	12%	-54%	12%
			Ansi 77	0,49	25%	0,26	4%	0,25	4%	-47%	13%	-49%	13%
	1 m Mantel	BP42	21	0,81	25%	0,48	2%	0,44	2%	-41%	15%	-45%	14%
			Ansi 77	0,81	25%	0,52	2%	0,48	2%	-36%	16%	-40%	15%
	2 m Mantel	BP43	21	0,43	25%	0,22	3%	0,20	3%	-48%	13%	-53%	12%
			Ansi 77	0,43	25%	0,25	3%	0,22	3%	-43%	14%	-48%	13%
	3 m Mantel	BP44	21	0,32	25%	0,15	4%	0,14	4%	-54%	12%	-55%	11%
			Ansi 77	0,32	25%	0,16	4%	0,16	4%	-49%	13%	-51%	13%

Tabelle G.1: Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs mit und ohne $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) in der Transportstrecke

Neutronen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von BK			
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	Bonner-Kugel- Spektrometer (BK)		MCNP ohne $S(\alpha, \beta)$		MCNP mit $S(\alpha, \beta)$		Ohne $S(\alpha, \beta)$		Mit $S(\alpha, \beta)$	
				DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
Horizontal	1 m Mantel, oben	FP28	21	26,11	15%	22,98	2%	23,03	2%	-12%	13%	-12%	13%
			60	45,87	15%	40,54	2%	40,62	2%	-12%	13%	-11%	13%
	1 m Boden	FP2	21	47,87	15%	53,85	1%	53,04	1%	12%	17%	11%	17%
			60	86,37	15%	96,62	1%	95,06	1%	12%	17%	10%	17%
	1 m Deckel	FP12	21	26,51	15%	23,31	1%	23,08	1%	-12%	13%	-13%	13%
			60	48,72	15%	42,12	1%	41,76	1%	-14%	13%	-14%	13%
	1 m Mantel, Seite	FP23	21	24,02	15%	24,80	2%	24,65	2%	3%	16%	3%	15%
			60	42,13	15%	43,65	1%	43,48	2%	4%	16%	3%	16%

Photonen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von HANDI			
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	HANDI		MCNP ohne $S(\alpha, \beta)$		MCNP mit $S(\alpha, \beta)$		Ohne $S(\alpha, \beta)$		Mit $S(\alpha, \beta)$	
				DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
Horizontal	1 m Mantel, oben	FP28	21	0,62	25%	0,36	2%	0,32	2%	-42%	15%	-48%	13%
			Ansi 77	0,62	25%	0,39	2%	0,35	2%	-37%	16%	-44%	14%
	1 m Boden	FP2	21	0,56	25%	0,19	4%	0,20	4%	-67%	8%	-65%	9%
			Ansi 77	0,56	25%	0,20	4%	0,21	4%	-64%	9%	-62%	10%
	1 m Deckel	FP12	21	0,39	25%	0,11	5%	0,13	5%	-72%	7%	-67%	8%
			Ansi 77	0,39	25%	0,12	5%	0,14	5%	-70%	8%	-64%	9%
	1 m Mantel, Seite	FP23	21	0,62	25%	0,37	2%	0,33	2%	-40%	15%	-47%	13%
			Ansi 77	0,62	25%	0,40	2%	0,36	2%	-35%	16%	-42%	15%

Tabelle G.2: Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs mit und ohne $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) für die Messungen auf dem Freigelände der PTB

G.5.2 Temperaturabhängigkeit unter Tage

Neutronen				Abweichung von BK					
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	Ohne $S(\alpha, \beta)$, 20 °C		Ohne $S(\alpha, \beta)$, 30 °C		Mit $S(\alpha, \beta)$, 30 °C	
				Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
Vertikal	1 m Deckel	BP41	21	-14%	13%	-14%	13%	-15%	13%
			60	-13%	13%	-14%	13%	-15%	13%
	1 m Mantel	BP42	21	-22%	12%	-23%	12%	-22%	12%
			60	-21%	12%	-23%	12%	-21%	12%
	2 m Mantel	BP43	21	-24%	11%	-23%	12%	-24%	12%
			60	-23%	12%	-22%	12%	-23%	12%
	3 m Mantel	BP44	21	-15%	13%	-13%	13%	-14%	13%
			60	-13%	13%	-12%	13%	-13%	13%

Photonen				Abweichung von HANDI					
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	Ohne $S(\alpha, \beta)$, 20 °C		Ohne $S(\alpha, \beta)$, 30 °C		Mit $S(\alpha, \beta)$, 30 °C	
				Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
Vertikal	1 m Deckel	BP41	21	-52%	12%	-50%	13%	-49%	13%
			Ansi 77	-47%	13%	-45%	14%	-45%	14%
	1 m Mantel	BP42	21	-41%	15%	-42%	15%	-47%	13%
			Ansi 77	-36%	16%	-37%	16%	-42%	14%
	2 m Mantel	BP43	21	-48%	13%	-48%	13%	-54%	12%
			Ansi 77	-43%	14%	-43%	14%	-49%	13%
	3 m Mantel	BP44	21	-54%	12%	-53%	12%	-54%	12%
			Ansi 77	-49%	13%	-49%	13%	-50%	13%

Tabelle G.3: Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs bei Änderung der Temperatur für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) in der Transportstrecke

G.5.3 Variation der Salzart und Auswirkungen auf die Dosisleistung

Neutronen				Abweichung von BK			
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	Polyhal. Übergangssalz		Na3ß	
				Δ	σ_s	Δ	σ_s
Vertikal	1 m Deckel	BP41	21	-18%	12%	-14%	13%
			60	-18%	12%	-13%	13%
	1 m Mantel	BP42	21	-25%	11%	-22%	12%
			60	-24%	11%	-21%	12%
	2 m Mantel	BP43	21	-29%	11%	-24%	11%
			60	-29%	11%	-23%	12%
	3 m Mantel	BP44	21	-27%	11%	-15%	13%
			60	-25%	11%	-13%	13%

Photonen				Abweichung von HANDI			
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	Polyhal. Übergangssalz		Na3ß	
				Δ	σ_s	Δ	σ_s
Vertikal	1 m Deckel	BP41	21	-37%	16%	-52%	12%
			Ansi 77	-31%	17%	-47%	13%
	1 m Mantel	BP42	21	-33%	17%	-41%	15%
			Ansi 77	-27%	18%	-36%	16%
	2 m Mantel	BP43	21	-36%	16%	-48%	13%
			Ansi 77	-30%	18%	-43%	14%
	3 m Mantel	BP44	21	-46%	14%	-54%	12%
			Ansi 77	-40%	15%	-49%	13%

Tabelle G.4: Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs bei Änderung der Salzart für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) in der Transportstrecke

G.5.4 Variation des Feuchtegehalts im Salz und Auswirkungen auf die Dosisleistung

Neutronen				Abweichung von BK							
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	0.3 Gew.-% Feuchte		0.6 Gew.-% Feuchte (nominal)		0.9 Gew.-% Feuchte		1.2 Gew.-% Feuchte	
				Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s
Vertikal	1 m Mantel, oben	CP28	21	-19%	12%	-22%	12%	-24%	11%	-25%	11%
			60	-19%	12%	-22%	12%	-24%	11%	-25%	11%
	1 m Boden	CP1	21	-10%	14%	-12%	13%	-12%	13%	-15%	13%
			60	-10%	14%	-12%	13%	-12%	13%	-15%	13%
	1 m Deckel	CP12	21	-22%	12%	-23%	12%	-25%	11%	-27%	11%
			60	-22%	12%	-23%	12%	-24%	11%	-27%	11%
	1 m Mantel, Seite	CP23	21	-22%	12%	-24%	11%	-27%	11%	-27%	11%
			60	-22%	12%	-24%	11%	-27%	11%	-27%	11%

Photonen				Abweichung von HANDI							
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	0.3 Gew.-% Feuchte		0.6 Gew.-% Feuchte (nominal)		0.9 Gew.-% Feuchte		1.2 Gew.-% Feuchte	
				Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s	Δ	σ_s
Vertikal	1 m Mantel, oben	CP28	21	-34%	17%	-30%	18%	-27%	19%	-29%	18%
			Ansi 77	-27%	18%	-23%	19%	-20%	20%	-22%	20%
	1 m Boden	CP1	21	-63%	9%	-60%	10%	-59%	10%	-55%	11%
			Ansi 77	-60%	10%	-56%	11%	-54%	11%	-50%	12%
	1 m Deckel	CP12	21	-66%	8%	-63%	9%	-60%	10%	-60%	10%
			Ansi 77	-63%	9%	-59%	10%	-56%	11%	-56%	11%
	1 m Mantel, Seite	CP23	21	-46%	14%	-42%	15%	-40%	15%	-38%	16%
			Ansi 77	-40%	15%	-36%	16%	-34%	17%	-32%	17%

Tabelle G.5: Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs bei Änderung der Salzfeuchte für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) im BGR-Versuchsfeld. Die Nominalwerte sind jeweils in grau gekennzeichnet.

G.5.5 Unterschiedliche Koeffizienten im Watt-Spaltspektrum

Neutronen				Abweichung von BK			
Messanordnung	Detektorposition	ID	ICRP/ICRU	MCNP-Koeff.		Froehner-Koeff.	
				Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
Horizontal	1 m Mantel, oben	FP28	21	-12%	13%	-17%	13%
			60	-12%	13%	-16%	13%
	1 m Boden	FP2	21	12%	17%	12%	17%
			60	12%	17%	12%	17%
	1 m Deckel	FP12	21	-12%	13%	-17%	12%
			60	-14%	13%	-19%	12%
	1 m Mantel, Seite	FP23	21	3%	16%	-2%	15%
			60	4%	16%	-2%	15%

Photonen				Abweichung von HANDI			
Messanordnung	Detektorposition	ID	ICRP/ICRU	MCNP-Koeff.		Froehner-Koeff.	
				Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
Horizontal	1 m Mantel, oben	FP28	21	-42%	15%	-45%	14%
			Ansi 77	-37%	16%	-40%	15%
	1 m Boden	FP2	21	-67%	8%	-66%	9%
			Ansi 77	-64%	9%	-63%	9%
	1 m Deckel	FP12	21	-72%	7%	-69%	8%
			Ansi 77	-70%	8%	-67%	9%
	1 m Mantel, Seite	FP23	21	-40%	15%	-42%	14%
			Ansi 77	-35%	16%	-38%	16%

Tabelle G.6: Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs bei Änderung der Koeffizienten des Watt-Spaltspektrums für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) im Freigelände der PTB

G.6 Modellabsicherung in MAVRIC

G.6.1 Modellierung des Quellspektrums

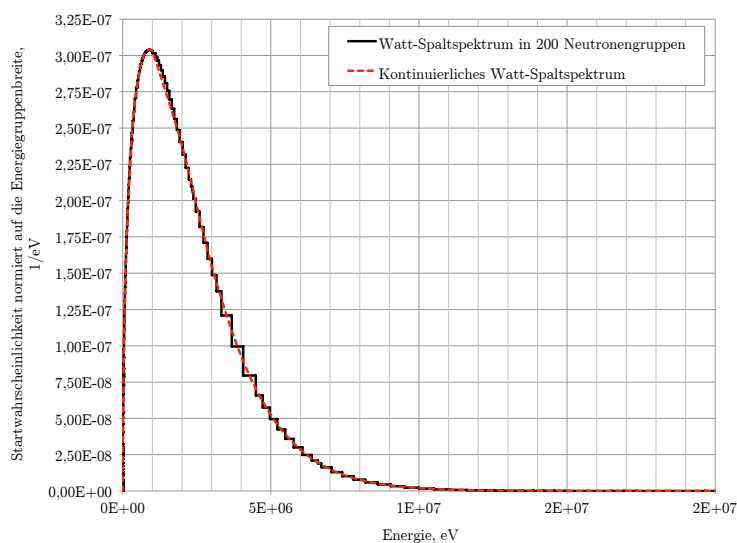


Abbildung G.9: Kontinuierlich und energiegruppenweise dargestellte Startverteilung für das Watt-Spaltspektrum

G.6.2 Einfluss der Resonanz-Selbstabschirmung

Neutronen				Abweichung von BK			
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	Nominal		Resonanz- Selbstabschirmung	
				Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
Horizontal	1 m Mantel, oben	FP28	21	-26%	11%	-26%	11%
	1 m Boden	FP2	21	-3%	15%	-5%	15%
	1 m Deckel	FP12	21	-28%	11%	-34%	10%
	1 m Mantel, Seite	FP23	21	-8%	14%	-6%	14%

Photonen				Abweichung von HANDI			
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	Nominal		Resonanz- Selbstabschirmung	
				Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
Horizontal	1 m Mantel, oben	FP28	21	-53%	13%	-49%	14%
	1 m Boden	FP2	21	-73%	9%	-79%	6%
	1 m Deckel	FP12	21	-81%	16%	-96%	1%
	1 m Mantel, Seite	FP23	21	-51%	14%	-55%	12%

Tabelle G.7: Einfluss der Resonanz-Selbstabschirmung in der Konfiguration des Freigeländes der PTB für Neutronen (oben) und für Photonen (unten)

G.7 Berechnungsergebnisse

G.7.1 Freigelände der PTB

Photonen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von HANDI			
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	HANDI		MCNP		MAVRIC		MCNP		MAVRIC	
				M	r_M	DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
Horizontal	1 m Mantel, oben	FP28	21	0,62	25%	0,36	2%	0,29	11%	-42%	15%	-53%	13%
			Ansi 77	0,62	25%	0,39	2%	— ¹⁾	— ¹⁾	-37%	16%	— ¹⁾	— ¹⁾
	1 m Boden	FP2	21	0,56	25%	0,19	4%	0,15	24%	-67%	8%	-73%	9%
			Ansi 77	0,56	25%	0,20	4%	— ¹⁾	— ¹⁾	-64%	9%	— ¹⁾	— ¹⁾
	1 m Deckel	FP12	21	0,39	25%	0,11	5%	0,08	80%	-72%	7%	-81%	16%
			Ansi 77	0,39	25%	0,12	5%	— ¹⁾	— ¹⁾	-70%	8%	— ¹⁾	— ¹⁾
	1 m Mantel, Seite	FP23	21	0,62	25%	0,37	2%	0,31	12%	-40%	15%	-51%	14%
			Ansi 77	0,62	25%	0,40	2%	— ¹⁾	— ¹⁾	-35%	16%	— ¹⁾	— ¹⁾
								Minimum	-72%	7%	-81%	16%	
								Maximum	-35%	16%	-51%	14%	
								Mittelwert	-53%	16%	-64%	16%	
Vertikal	1 m Mantel, oben	FP41	21	0,36	25%	0,11	5%	0,11	9%	-69%	8%	-71%	8%
			Ansi 77	0,36	25%	0,12	5%	— ¹⁾	— ¹⁾	-66%	9%	— ¹⁾	— ¹⁾
	1 m Boden	FP42	21	0,73	25%	0,39	2%	0,35	11%	-47%	13%	-52%	13%
			Ansi 77	0,73	25%	0,42	2%	— ¹⁾	— ¹⁾	-42%	14%	— ¹⁾	— ¹⁾
	1 m Deckel	FP43	21	0,54	25%	0,14	3%	0,12	23%	-74%	7%	-77%	8%
			Ansi 77	0,54	25%	0,15	3%	— ¹⁾	— ¹⁾	-72%	7%	— ¹⁾	— ¹⁾
	1 m Mantel, Seite	FP44	21	0,18	25%	0,07	5%	0,06	36%	-59%	11%	-65%	16%
			Ansi 77	0,18	25%	0,08	5%	— ¹⁾	— ¹⁾	-55%	11%	— ¹⁾	— ¹⁾
								Minimum	-74%	7%	-77%	8%	
								Maximum	-42%	14%	-52%	13%	
								Mittelwert	-60%	14%	-66%	16%	

¹⁾ Nicht berechnet

) Nicht berechnet

Tabelle G.8: Gemessene und berechnete Gammadosisleistungen im Vergleich für den horizontal und vertikal positionierten Behälter auf dem Freigelände der PTB

G.7.2 AHE-Versuchsstrecke

Neutronen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von BK				
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	Bonner Kugel Spektrometer (BK)		MCNP		MAVRIC		MCNP		MAVRIC		
				M	r_M	DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	
Horizontal	1 m Mantel, oben	AP28	21	38,49	15%	33,16	1%	28,15	2%	-14%	13%	-27%	11%	
			60	67,44	15%	58,35	1%	__ ⁽¹⁾	__ ⁽¹⁾	-13%	13%	__ ⁽¹⁾	__ ⁽¹⁾	
	1 m Boden	AP1	21	63,20	15%	60,79	1%	50,30	3%	-4%	14%	-20%	12%	
			60	111,32	15%	108,72	1%	__ ⁽¹⁾	__ ⁽¹⁾	-2%	15%	__ ⁽¹⁾	__ ⁽¹⁾	
	1 m Deckel	AP12	21	38,55	15%	30,79	1%	23,54	2%	-20%	12%	-39%	9%	
			60	68,33	15%	55,17	1%	__ ⁽¹⁾	__ ⁽¹⁾	-19%	12%	__ ⁽¹⁾	__ ⁽¹⁾	
	1 m Mantel, Seite	AP23	21	41,32	15%	34,26	1%	27,24	2%	-17%	12%	-34%	10%	
			60	72,29	15%	60,49	1%	__ ⁽¹⁾	__ ⁽¹⁾	-16%	13%	__ ⁽¹⁾	__ ⁽¹⁾	
										Minimum	-20%	12%	-39%	9%
										Maximum	-2%	15%	-20%	12%
									Mittelwert	-13%	15%	-30%	12%	

⁽¹⁾ Nicht berechnet

¹⁾ Nicht berechnet

Tabelle G.9: Gemessene und berechnete Neutronendosisleistungen im Vergleich für den horizontal positionierten Behälter in der AHE-Versuchsstrecke

Photonen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von HANDI				
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	HANDI		MCNP		MAVRIC		MCNP		MAVRIC		
				M	r_M	DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	
Horizontal	1 m Mantel, oben	AP28	21	1,13	25%	0,53	2%	0,45	7%	-53%	12%	-60%	10%	
			Ansi 77	1,13	25%	0,58	2%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-48%	13%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	
	1 m Boden	AP1	21	0,94	25%	0,35	3%	0,30	31%	-62%	9%	-68%	13%	
			Ansi 77	0,94	25%	0,39	3%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-59%	10%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	
	1 m Deckel	AP12	21	0,78	25%	0,28	3%	0,29	10%	-63%	9%	-63%	10%	
			Ansi 77	0,78	25%	0,31	3%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-60%	10%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	
	1 m Mantel, Seite	AP23	21	1,11	25%	0,54	2%	0,50	13%	-52%	12%	-55%	13%	
			Ansi 77	1,11	25%	0,59	2%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-47%	13%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	
										Minimum	-63%	9%	-68%	13%
										Maximum	-47%	13%	-55%	13%
									Mittelwert	-55%	13%	-61%	13%	

⁽¹⁾ Nicht berechnet

¹⁾ Nicht berechnet

Tabelle G.10: Gemessene und berechnete Gammadosisleistungen im Vergleich für den horizontal positionierten Behälter in der AHE-Versuchsstrecke

G.7.3 Transportstrecke

Neutronen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von BK			
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	Bonner Kugel Spektrometer (BK)		MCNP		MAVRIC		MCNP		MAVRIC	
				M	r_M	DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
Horizontal	1 m Mantel, oben	BP28	21	35,15	15%	30,44	1%	24,63	2%	-13%	13%	-30%	11%
			60	61,08	15%	53,76	1%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-12%	13%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
	1 m Boden	BP1	21	59,19	15%	56,92	1%	49,47	3%	-4%	14%	-16%	13%
			60	104,29	15%	101,98	1%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-2%	15%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
	1 m Deckel	BP12	21	35,52	15%	27,41	1%	21,87	2%	-23%	12%	-38%	9%
			60	64,20	15%	49,25	1%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-23%	12%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
	1 m Mantel, Seite	BP23	21	34,75	15%	29,51	1%	25,71	2%	-15%	13%	-26%	11%
			60	61,16	15%	51,95	1%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-15%	13%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
								Minimum	-23%	12%	-38%	9%	
								Maximum	-2%	15%	-16%	13%	
								Mittelwert	-13%	15%	-28%	13%	
Vertikal	1 m Deckel	BP41	21	33,39	15%	28,76	1%	21,58	2%	-14%	13%	-35%	10%
			60	59,52	15%	51,50	1%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-13%	13%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
	1 m Mantel	BP42	21	38,78	15%	30,41	1%	27,08	2%	-22%	12%	-30%	11%
			60	67,96	15%	53,73	1%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-21%	12%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
	2 m Mantel	BP43	21	19,18	15%	14,58	2%	13,58	4%	-24%	11%	-29%	11%
			60	33,59	15%	25,78	2%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-23%	12%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
	3 m Mantel	BP44	21	11,05	15%	9,37	2%	7,56	5%	-15%	13%	-32%	11%
			60	19,10	15%	16,52	2%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-13%	13%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
								Minimum	-24%	11%	-35%	10%	
								Maximum	-13%	13%	-29%	11%	
								Mittelwert	-18%	13%	-32%	11%	

¹⁾ Nicht berechnet

^{*)} Nicht berechnet

Tabelle G.11: Gemessene und berechnete Neutronendosisleistungen im Vergleich für den horizontal und vertikal positionierten Behälter in der Transportstrecke

Photonen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$								Abweichung von HANDI			
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	HANDI		MCNP		MAVRIC		MCNP		MAVRIC			
				M	r_M	DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ		
Horizontal	1 m Mantel, oben	BP28	21	0,74	25%	0,47	2%	0,50	11%	-36%	16%	-33%	18%		
			Ansi 77	0,74	25%	0,52	2%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-30%	17%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾		
	1 m Boden	BP1	21	1,06	25%	0,29	3%	0,28	31%	-72%	7%	-73%	10%		
			Ansi 77	1,06	25%	0,32	3%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-70%	8%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾		
	1 m Deckel	BP12	21	0,57	25%	0,24	4%	0,25	10%	-59%	10%	-57%	12%		
			Ansi 77	0,57	25%	0,26	4%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-54%	11%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾		
	1 m Mantel, Seite	BP23	21	0,76	25%	0,47	2%	0,47	11%	-38%	15%	-38%	17%		
			Ansi 77	0,76	25%	0,51	2%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-33%	17%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾		
								Minimum	-72%	7%	-73%	10%			
								Maximum	-30%	17%	-33%	18%			
								Mittelwert	-49%	17%	-50%	18%			
Vertikal	1 m Mantel, oben	BP41	21	0,49	25%	0,24	4%	0,26	8%	-52%	12%	-46%	14%		
			Ansi 77	0,49	25%	0,26	4%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-47%	13%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾		
	1 m Boden	BP42	21	0,81	25%	0,48	2%	0,43	7%	-41%	15%	-47%	14%		
			Ansi 77	0,81	25%	0,52	2%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-36%	16%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾		
	1 m Deckel	BP43	21	0,43	25%	0,22	3%	0,20	8%	-48%	13%	-52%	13%		
			Ansi 77	0,43	25%	0,25	3%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-43%	14%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾		
	1 m Mantel, Seite	BP44	21	0,32	25%	0,15	4%	0,13	11%	-54%	12%	-58%	11%		
			Ansi 77	0,32	25%	0,16	4%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-49%	13%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾		
								Minimum	-54%	12%	-58%	11%			
								Maximum	-36%	16%	-46%	14%			
								Mittelwert	-46%	16%	-51%	14%			

¹⁾ Nicht berechnet

^{*)} Nicht berechnet

Tabelle G.12: Gemessene und berechnete Gammadosisleistungen im Vergleich für den horizontal und vertikal positionierten Behälter in der Transportstrecke

G.7.4 BGR-Versuchsfeld

Neutronen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von BK			
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP/ ICRU	Bonner Kugel Spektrometer (BK)		MCNP		MAVRIC		MCNP		MAVRIC	
				M	r_{is}	DL	r_{DL}	DL	r_{DL}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}
Horizontal	1 m Mantel, oben	CP28	21	41,05	15%	31,97	1%	32,69	2%	-22%	12%	-20%	12%
			60	71,60	15%	55,99	1%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-22%	12%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
	1 m Boden	CP1	21	79,33	15%	69,64	1%	59,05	3%	-12%	13%	-26%	11%
			60	141,46	15%	124,24	1%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-12%	13%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
	1 m Deckel	CP12	21	40,54	15%	31,10	1%	24,46	2%	-23%	12%	-40%	9%
			60	72,09	15%	55,55	1%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-23%	12%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
	1 m Mantel, Seite	CP23	21	50,05	15%	38,18	1%	26,15	2%	-24%	11%	-48%	8%
			60	87,68	15%	66,85	1%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-24%	11%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾
									Minimum	-24%	11%	-48%	8%
									Maximum	-12%	13%	-20%	12%
								Mittelwert	-20%	13%	-33%	12%	

⁽¹⁾ Nicht berechnet

¹⁾ Nicht berechnet

Tabelle G.13: Gemessene und berechnete Neutronendosisleistungen im Vergleich für den horizontal positionierten Behälter im BGR-Versuchsfeld

Photonen				Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von HANDI				
Messan- ordnung	Detektor- position	ID	ICRP / ICRU	HANDI		MCNP		MAVRIC		MCNP		MAVRIC		
				M	r_{eff}	DL	r_{eff}	DL	r_{eff}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	
Horizontal	1 m Mantel, oben	CP28	21	0,99	25%	0,70	3%	0,85	9%	-30%	18%	-14%	23%	
			Ansi 77	0,99	25%	0,76	3%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-23%	19%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	
	1 m Boden	CP1	21	1,78	25%	0,71	2%	0,72	24%	-60%	10%	-60%	14%	
			Ansi 77	1,78	25%	0,78	2%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-56%	11%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	
	1 m Deckel	CP12	21	1,18	25%	0,44	1%	0,53	11%	-63%	9%	-55%	12%	
			Ansi 77	1,18	25%	0,49	2%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-59%	10%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	
	1 m Mantel, Seite	CP23	21	1,42	25%	0,82	5%	0,68	9%	-42%	15%	-52%	13%	
			Ansi 77	1,42	25%	0,90	1%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	-36%	16%	— ⁽¹⁾	— ⁽¹⁾	
Nicht berechnet									Minimum		-63%	9%	-60%	14%
									Maximum		-23%	19%	-14%	23%
									Mittelwert		-46%	19%	-45%	23%

¹⁾ Nicht berechnet

Tabelle G.14: Gemessene und berechnete Gammadosisleistungen im Vergleich für den horizontal positionierten Behälter im BGR-Versuchsfeld

G.7.5 Zusammenfassung der Ergebnisse

Neutronen							
Versuchsort, Konfiguration	Programm	Minimum		Maximum		Mittelwert	
		Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
PTB Freigelände, horizontal	MCNP	-14%	13%	12%	17%	-2%	17%
	MAVRIC	-28%	11%	-3%	15%	-16%	15%
PTB Freigelände, vertikal	MCNP	-13%	13%	4%	16%	-4%	16%
	MAVRIC	-35%	10%	-19%	12%	-26%	12%
AHE-Versuchsstrecke, horizontal	MCNP	-20%	12%	-2%	15%	-13%	15%
	MAVRIC	-39%	9%	-20%	12%	-30%	12%
Transportstrecke, horizontal	MCNP	-23%	12%	-2%	15%	-13%	15%
	MAVRIC	-38%	9%	-16%	13%	-28%	13%
Transportstrecke, vertikal	MCNP	-24%	11%	-13%	13%	-18%	13%
	MAVRIC	-35%	10%	-29%	11%	-32%	11%
BGR-Versuchsfeld, horizontal	MCNP	-24%	11%	-12%	13%	-20%	13%
	MAVRIC	-48%	8%	-20%	12%	-33%	12%
Gesamt- betrachtung	MCNP	-24%	11%	12%	17%	-12%	17%
	MAVRIC	-48%	8%	-3%	15%	-27%	15%

Photonen							
Versuchsort, Konfiguration	Programm	Minimum		Maximum		Mittelwert	
		Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ	Δ	σ_Δ
PTB Freigelände, horizontal	MCNP	-72%	7%	-35%	16%	-53%	16%
	MAVRIC	-86%	11%	-51%	14%	-63%	14%
PTB Freigelände, vertikal	MCNP	-74%	7%	-42%	14%	-60%	14%
	MAVRIC	-77%	8%	-52%	13%	-66%	16%
AHE-Versuchsstrecke, horizontal	MCNP	-63%	9%	-47%	13%	-55%	13%
	MAVRIC	-68%	13%	-55%	13%	-61%	13%
Transportstrecke, horizontal	MCNP	-72%	7%	-30%	17%	-49%	17%
	MAVRIC	-73%	10%	-33%	18%	-50%	18%
Transportstrecke, vertikal	MCNP	-54%	12%	-36%	16%	-46%	16%
	MAVRIC	-58%	11%	-46%	14%	-51%	14%
BGR-Versuchsfeld, horizontal	MCNP	-63%	9%	-23%	19%	-46%	19%
	MAVRIC	-60%	14%	-14%	23%	-45%	23%
Gesamt- betrachtung	MCNP	-74%	7%	-23%	19%	-52%	19%
	MAVRIC	-86%	11%	-14%	23%	-56%	23%

Tabelle G.15: Tabellarische Zusammenfassung der Minima, Maxima und Mittelwerte für den Messwert-Rechenwert-Vergleich für Neutronen (oben) und für Photonen (unten)

Anhang H

Bewertung typischer Modellvereinfachungen bei Abschirmanalysen

H.1 Unsicherheiten aus der Gruppenstruktur des Quell- terms

Energie- Gruppe	Beiträge der einzelnen Energiegruppen zur Gesamtdosisleistung bei Uran/ERU							
	Aufpunkt							Mittel- wert (D3-D9)
	D3	D4	D5	D6	D7	D8	D9	
1	1%	2%	2%	2%	2%	2%	2%	2%
2	14%	14%	13%	13%	13%	14%	12%	13%
3	34%	42%	42%	42%	42%	42%	41%	42%
4	13%	11%	11%	11%	11%	11%	10%	11%
5	35%	30%	30%	30%	30%	29%	33%	30%
6	2%	2%	2%	2%	2%	2%	2%	2%
7	0,5%	0,3%	0,3%	0,3%	0,3%	0,3%	0,4%	0,3%

Energie- Gruppe	Beiträge der einzelnen Energiegruppen zur Gesamtdosisleistung bei MOX							
	Aufpunkt							Mittel- wert (D3-D9)
	D3	D4	D5	D6	D7	D8	D9	
1	1%	2%	2%	2%	2%	2%	1%	2%
2	11%	11%	11%	11%	12%	12%	9%	11%
3	38%	43%	44%	44%	44%	44%	44%	44%
4	16%	15%	15%	15%	15%	15%	15%	15%
5	31%	25%	25%	25%	25%	25%	28%	25%
6	3%	2%	2%	2%	2%	2%	2%	2%
7	0,7%	0,5%	0,5%	0,5%	0,5%	0,5%	0,6%	0,5%

Tabelle H.1: Beiträge der energiegruppenweise ermittelten Dosisleistungen zur Gesamtdosisleistung in Abhängigkeit des Aufpunktes für Uran/ERU- (oben) und MOX-BE (unten) bei nominaler Energiegruppeneinteilung

Abweichung der DL bei Viertelung der Gruppenbreite der Basis-Gruppenstruktur für Uran/ERU																	
Energiegruppe		Aufpunkt														Mittelwert von D3 bis D9	
		D3		D4		D5		D6		D7		D8		D9			
Nr.	E, MeV	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a
1	0,45 - 0,7	70%	38%	54%	8%	65%	8%	62%	8%	55%	7%	40%	8%	20%	65%	56%	4%
2	0,7 - 1,0	-54%	13%	-41%	2%	-39%	2%	-40%	2%	-41%	2%	-39%	2%	-24%	27%	-40%	1%
3	1,0 - 1,5	-3%	9%	-15%	2%	-15%	1%	-14%	1%	-14%	1%	-15%	2%	-21%	8%	-15%	1%
4	1,5 - 2,0	-51%	2%	-41%	1%	-41%	1%	-42%	1%	-41%	1%	-42%	1%	-39%	3%	-41%	0,3%
5	2,0 - 2,5	-14%	3%	-13%	1%	-12%	1%	-11%	1%	-12%	1%	-12%	1%	-17%	3%	-12%	0,3%
6	2,5 - 3,0	-8%	2%	-7%	1%	-7%	1%	-6%	1%	-6%	1%	-6%	1%	-9%	2%	-6%	0,3%
7	3,0 - 4,0	-26%	2%	-19%	1%	-21%	1%	-19%	1%	-19%	1%	-19%	1%	-20%	2%	-19%	0,3%
Total		-20%	4%	-20%	1%	-19%	1%	-19%	1%	-19%	1%	-20%	1%	-21%	5%	-19%	0,3%

Abweichung der DL bei Viertelung der Gruppenbreite der Basis-Gruppenstruktur für MOX																	
Energiegruppe		Aufpunkt														Mittelwert von D3 bis D9	
		D3		D4		D5		D6		D7		D8		D9			
Nr.	E, MeV	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a	Δ	σ _a
1	0,45 - 0,7	121%	53%	38%	8%	52%	7%	62%	8%	54%	9%	46%	8%	44%	67%	51%	4%
2	0,7 - 1,0	-42%	17%	-41%	2%	-38%	2%	-38%	2%	-40%	2%	-39%	2%	-29%	21%	-39%	1%
3	1,0 - 1,5	-3%	9%	-13%	2%	-13%	1%	-16%	1%	-14%	1%	-13%	2%	-20%	8%	-14%	1%
4	1,5 - 2,0	-41%	3%	-42%	1%	-42%	1%	-42%	1%	-42%	1%	-41%	1%	-48%	3%	-42%	0,3%
5	2,0 - 2,5	-14%	3%	-12%	1%	-11%	1%	-11%	1%	-12%	1%	-12%	1%	-16%	3%	-12%	0,3%
6	2,5 - 3,0	-8%	2%	-8%	1%	-8%	1%	-7%	1%	-8%	1%	-7%	1%	-5%	2%	-8%	0,3%
7	3,0 - 4,0	-25%	2%	-21%	1%	-21%	1%	-20%	1%	-20%	1%	-20%	1%	-24%	2%	-21%	0,3%
Total		-16%	4%	-20%	1%	-19%	1%	-20%	1%	-20%	1%	-19%	1%	-23%	4%	-20%	0,3%

Tabelle H.2: Abweichung zur Basisgruppeneinteilung in der Dosisleistung bei Vervierfachung der Gruppenanzahl für Uran/ERU- (oben) und MOX-BE (unten)

Energiegruppe Nr. E, MeV		Beiträge der E-Gruppen zur Gesamt-DL für den Mittelwert (D3-D9)					
		Uran/ERU			MOX		
		Nominal	Halbierung	Viertelung	Nominal	Halbierung	Viertelung
1	0,45 - 0,7	2%	3%	4%	2%	3%	3%
2	0,7 - 1,0	13%	7%	12%	11%	7%	10%
3	1,0 - 1,5	42%	50%	48%	44%	52%	50%
4	1,5 - 2,0	11%	9%	8%	15%	12%	11%
5	2,0 - 2,5	30%	29%	26%	25%	23%	23%
6	2,5 - 3,0	2%	2%	2%	2%	2%	2%
7	3,0 - 4,0	0,3%	0,3%	0,3%	0,5%	0,4%	0,4%

Tabelle H.3: Beiträge der energiegruppenweise ermittelten Dosisleistungen zur Gesamtdosisleistung für den berechneten Mittelwert der Aufpunkte der Abnahmemessung D3 bis D9 für Uran/ERU- und MOX-BE bei Verfeinerung der Gruppenstruktur

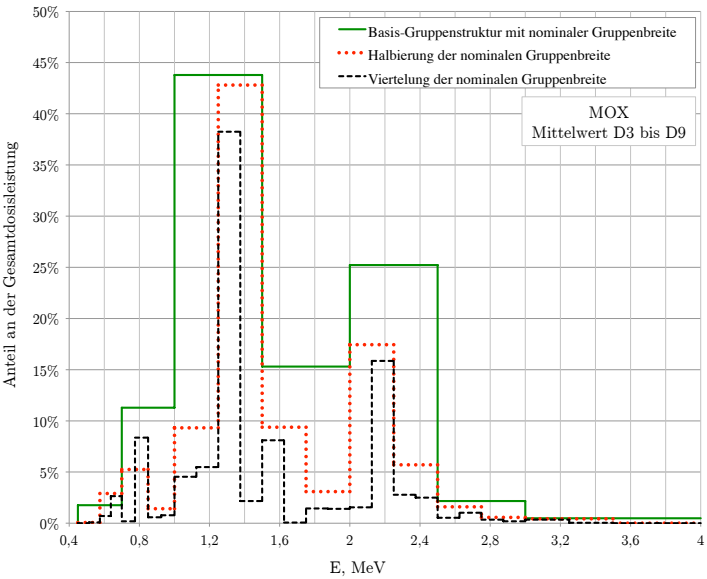


Abbildung H.1: Beiträge der energiegruppenweise bestimmten Dosisleistungen am TLB zur Gesamt-gammadosisleistung für MOX-BE

H.2 Variation des Abbrandprofils

Aufpunkt	Gamma-Energiegruppe													
	1		2		3		4		5		6		7	
	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}	Δ	σ_{Δ}
D3	5%	25%	-2%	23%	2%	11%	-16%	4%	-0,3%	4%	-3%	3%	-1%	3%
D4	3%	7%	-2%	4%	-5%	2%	-1%	1%	-3%	1%	-2%	1%	-2%	1%
D5	1%	6%	4%	4%	-0,5%	2%	0,1%	1%	-0,4%	1%	1%	1%	0,003%	1%
D6	2%	6%	1%	3%	2%	2%	2%	1%	1%	1%	1%	1%	1%	1%
D7	3%	7%	5%	4%	0,2%	2%	3%	1%	2%	1%	2%	1%	2%	1%
D8	-6%	6%	-2%	4%	-5%	2%	-4%	1%	-2%	1%	-2%	1%	-2%	1%
D9	-31%	44%	-17%	24%	-3%	11%	4%	5%	-3%	3%	-10%	3%	-4%	3%
Mittelwert (D3-D9)	0,5%	3%	1%	2%	-1%	1%	0,1%	1%	-0,3%	0,4%	-0,02%	0,37%	0,1%	0,4%

Tabelle H.4: Vergleich der Gammadosisleistungen am Transport- und Lagerbehälter an den Aufpunkten der Abnahmemessung für das Uran- in Relation zum MOX-Berechnungsmodell

Literaturverzeichnis

- [1] INFORUM VERLAGS- UND VERWALTUNGSGESELLSCHAFT MBH: *Zwischenlagerung*. <http://www.kernenergie.de/kernenergie/themen/entsorgung/zwischenlagerung.php>, Abruf: 23.09.2013
- [2] INFORUM VERLAGS- UND VERWALTUNGSGESELLSCHAFT MBH: *Nukleartransporte*. <http://www.kernenergie.de/kernenergie/themen/entsorgung/transporte.php>, Abruf: 23.09.2013
- [3] WEKA: *Gefahrgutrecht Straße/Schiene – ADR/RID 2013*. 2. Auflage. 2013
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA): *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*. No. SSR-6. 2012
- [5] BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ (BFS): *Transport radioaktiver Stoffe - Einführung*. <http://www.bfs.de/de/transport/transporte/transporte.html>, Abruf: 23.09.2013
- [6] D. AMIAN, R. GARTZ, W. REUTER: *Systematische Auswertung nuklearer Kenngrößen von CASTOR[®] V-Beladungen*. Jahrestagung Kerntechnik 2010, Mai 2010
- [7] P. BRENNECKE, T. JUNG, U. KLEEMANN, H. KLONIK, C. WITTEW, J. WOLLRATH: *Sicherheitsanforderungen an die Endlager hochradioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen - Stellungnahme des BfS*. http://www.bmu.de/fileadmin/bmu-import/files/pdfs/allgemein/application/pdf/anlage_3_2007_jun_stellungnahme_bfs.pdf, Abruf: 23.09.2013
- [8] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP): *ICRP Publication 74 - Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation*. Pergamon Press, 1997
- [9] H. GEISER: *CASTOR[®] - Eine zentrale Komponente der nuklearen Entsorgung, Erfahrungen und Ausblick*. SNT-Forum 2007, Heidelberg, 2007

- [10] F. GARZAROLLI, T. GRIMMELSMANN, I. POHLMAYER, A. SCHAA: *Führungsröhr für Druckwasserreaktorbrennelement und ein entsprechendes Herstellungsverfahren*. <http://patentimages.storage.googleapis.com/EP0923775B1/00130001.png>, Abruf: 23.09.2013
- [11] W. WITTKOWSKY: *Kopfbereich eines Brennelementes*. <http://commons.wikimedia.org/wiki/File:Brennelement-Kernkraftwerk.jpg>, Abruf: 24.09.2013
- [12] INDÚSTRIAS NUCLEARES DO BRASIL: *FCN - Components and Assembly*. http://www.inb.gov.br/eng/WebForms/Interna2.aspx?secao_id=56, Abruf: 24.09.2013
- [13] D. E. PELOW: *MAVRIC: MONACO with automated Variance Reduction using Importance Calculations*. Bd. I. ORNL/TM-2005/39, Version 6. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2009
- [14] *SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*. Bd. I, II, III. ORNL/TM-2005/39, Version 6. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2009
- [15] *SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*. Bd. I, II, III. ORNL/TM-2005/39, Version 6.1. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2011
- [16] D. E. PELOW: *MONACO: A Fixed-Source, Multi-Group Monte Carlo Transport Code for Shielding Applications*. Bd. II. ORNL/TM-2005/39, Version 6. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2009
- [17] S. M. BOWMAN, M. E. DUNN: *SCALE Cross-Section Libraries*. Bd. III. ORNL/TM-2005/39, Version 6. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2009
- [18] OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY (ORNL): *Scale 6.1 TRITON Training Course*. Oktober 2012
- [19] I. C. GAULD, O. W. HERMANN: *SAS2: A Coupled One-Dimensional Depletion and Shielding Analysis Module*. Bd. II. ORNL/TM-2005/39, Version 5.1. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2006
- [20] N. M. GREENE: *BONAMI: Resonance Self-Shielding by the Bondarenko Method*. Bd. II. ORNL/TM-2005/39, Version 5.1. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2006
- [21] N. M. GREENE, L. M. PETRIE, R. M. WESTFALL: *NITAWL: SCALE System Module for Performing Resonance Shielding and Working Library Production*. Bd. II. ORNL/TM-2005/39, Version 5.1. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2006

- [22] N. M. GREENE, L. M. PETRIE: *XSDRNPM: A One-Dimensional Discrete-Ordinates Code for Transport Analysis*. Bd. II. ORNL/TM-2005/39, Version 5.1. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2006
- [23] I. C. GAULD, O. W. HERMANN, R. M. WESTFALL: *ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Sources*. Bd. II. ORNL/TM-2005/39, Version 5.1. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2006
- [24] *SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*. Bd. I, II, III. ORNL/TM-2005/39, Version 5.1. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2006
- [25] M. D. DEHART: *TRITON: A Two-dimensional Depletion Sequence for Characterization of Spent Nuclear Fuel*. Bd. I. ORNL/TM-2005/39, Version 5.1. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2006
- [26] M. D. DEHART: *NEWT: A New Transport Algorithm for Two-dimensional Discrete Ordinates Analysis in Non-orthogonal Geometries*. Bd. II. ORNL/TM-2005/39, Version 5.1. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), 2006
- [27] X5 MONTE CARLO TEAM: *MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code*. Bd. I, II, III. Version 5.1.6. Los Alamos National Laboratory (LANL), 2008
- [28] G. LEUTHOLD, V. MARES, H. SCHRAUBE: Calculation of the Neutron Ambient Dose Equivalent on the Basis of the ICRP Revised Quality Factors. In: *Radiation Protection Dosimetry* 40 (1992), Nr. 2, S. 77–84
- [29] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP): *ICRP Publication 60 - 1990 Recommendation of the International Commission on Radiological Protection*. Pergamon Press, 1991
- [30] L. SCHLÖMER, P.-W. PHLIPPEN: *Vergleich von MCNPTM und MAVRIC am Beispiel eines Durchstrahlungsexperiments mit dickwandiger mehrschichtiger Abschirmung und Co-60 Quelle*. Jahrestagung Kerntechnik 2012, Mai 2012
- [31] DIN DEUTSCHES INSTITUT FÜR NORMUNG E.V.: *DIN EN 12659: Blei und Bleilegierungen*, November 1999
- [32] OTTENSTEINER KUNSTSTOFF GMBH & CO. KG: *OKULEN[®] - Produktmerkmale und Richtwerte*. Ahaus-Ottenstein, 2010
- [33] IT-SERVICE LEIPZIG GMBH (VORMALS: ISOTOPEN-TECHNIK DR. SAUERWEIN GMBH): *Gammamat[®] TK100, Co-60-Kapsel-Typ G4, Strahler Nr. N-F711*. Leipzig und Haan

- [34] R. BRUN, F. RADEMAKERS: ROOT - An Object-Oriented Data Analysis Framework. In: NUCLEAR INSTRUMENTS AND METHODS IN PHYSICS RESEARCH SECTION A (Hrsg.): *Proceedings AIHENP'96 Workshop* Bd. 389 (1997), September 1996, S. 81–86
- [35] BOSCH-PROFESSIONAL: *Bedienungsanleitung DLE 50 Professional*. Stuttgart
- [36] AUTOMESS: *Gebrauchsanweisung für den Dosisleistungsmesser 6150AD in folgenden Ausführungen: 6150AD1 bis 6150AD6, 6150AD1/H bis 6150AD6/H, 6150AD1/E bis 6150AD6/E*. Ladenburg, 26. Oktober 2005
- [37] NUCLEAR ENERGY AGENCY (NEA), ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT (OECD): *Java-based Nuclear Data Information System (Janis) 4.0*, September 2013
- [38] J. L. CONLIN, D. K. PARSONS, S. J. GARDINER, M. GRAY, A. C. KAHLER, M. B. LEE, M. C. WHITE: *Listing of Available ACE Data Tables*. LA-UR-13-21822. Los Alamos National Laboratory (LANL), 2013
- [39] DIN DEUTSCHES INSTITUT FÜR NORMUNG E.V.: *DIN 25458: Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken, Sicherheitstechnische Anforderungen*, August 1978
- [40] NUCLEAR ENERGY AGENCY (NEA): *International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*, September 2011
- [41] M. NIKOLAEV ET AL.: *Neutron Fields in Three-Section Concrete Labyrinth from Cf-252 Source*. ALARM-CF-AIR-LAB-001. Nuclear Energy Agency (NEA), 2012
- [42] X5 MONTE CARLO TEAM: *MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code*. Bd. I, II, III. Version 5.1.4. Los Alamos National Laboratory (LANL), 2005
- [43] B. L. BROADHEAD, J. J. WAGSCHAL: The Fission Spectrum Uncertainty. In: AMERICAN NUCLEAR SOCIETY (Hrsg.): *PHYSOR 2004 - The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems*, 2004
- [44] F. H. FRÖHNER.: *Evaluation and analysis of nuclear resonance data*. JEFF Report 18. Nuclear Energy Agency (NEA), Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) Data Bank, 2000
- [45] L. SCHLÖMER, P.-W. PHILIPPEN, S. TITTELBACH, W. FILBERT: *Benchmarkrechnungen zu Neutronendosisleistungen an Transport- und Lagerbehältern*. Jahrestagung Kerntechnik 2013, Mai 2013

- [46] H. J. ENGELMANN, M. KHAMIS: *Aktives Handhabungsexperiment mit Neutronenquellen, Experimentelle Ermittlung der Spektren und Äquivalentdosisleistungen der Neutronen und Photonen an dem AHE-Gebinde ohne und mit Salzumgebung (TA 3)*. DEAB T 69. Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE), 1995
- [47] H. J. ENGELMANN, M. KHAMIS: *Aktives Handhabungsexperiment mit Neutronenquellen, Genehmigung des AHE-Versuchs und Fertigung der Komponenten (TA 2)*. DEAB T 68. Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE), 1995
- [48] NATIONAL PHYSICAL LABORATORY OF ENGLAND: *Certificate of Measurement of a Californium Neutron Source Serial Number 5769 NC*, Mai 1994
- [49] P. LAMBOURNE: *DBE Source Loading Pattern*. Amersham International plc, 1994
- [50] T. BRASSER, H. J. HERBERT, R. MIEHE, G. SCHMIDT: *Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in Deutschland, Anhang Wirtsgesteine*. Anhang zu GRS-247. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 2008
- [51] S. SCHORN: *Mineralienatlas*. <http://www.mineralienatlas.de>, Abruf: 18.03.2013
- [52] J. L. CONLIN, D. K. PARSONS, S. J. GARDINER, M. GRAY, A. C. KAHLER, M. B. LEE, M. C. WHITE: *Continuous Energy Neutron Cross Section Data Tables Based upon ENDF/B-VII.1*. LA-UR-13-20137. Los Alamos National Laboratory (LANL), 2013
- [53] P. N. V. HA ET AL.: Re-evaluations of SINBAD Experiments Using ENDF/B-VII, JEFF-3.1, and JENDL-3.3. In: *Journal of the Korean Physical Society* 59 (2011), August, Nr. 2, S. 1187–1190
- [54] C. W. WEGST, M. WEGST: *Stahlschlüssel - Key to Steel 2010: Nachschlagewerk*. 22. Auflage. Verlag Stahlschlüssel Wegst GmbH, Januar 2010 (ISBN 3922599265)
- [55] S. TITTELBACH, P.-W. PHLIPPEN, T. MISPAGEL: *Comparison of SCALE/TRITON and HELIOS burnup calculations for high burnup LWR fuel*. Jahrestagung Kerntechnik 2009, Mai 2009
- [56] S. TITTELBACH, T. MISPAGEL, P.-W. PHLIPPEN: *Validation of SCALE/TRITON and HELIOS for Prediction of Isotopic Inventories of High Burnup LWR Fuel*. Advances in Nuclear Fuel Management IV (ANFM), April 2009

- [57] P. GRIMM, H. D. BERGER, A. MEISTER, F. JATUFF, R. CHAWLA: *The LWR-PROTEUS Phase II Programme on Reactivity Effects and Isotopic Compositions*. Jahrestagung Kerntechnik 2001, Mai 2001
- [58] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC): *Neutron Activation and Activation Analysis*. <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1122/ML11229A714.pdf>, Abruf: 09.02.2014
- [59] DR. K. HOEPFNER: *Radioaktivität - Natur der Alpha-, Beta-, Gamma-Strahlung*. RWTH Aachen, 2006
- [60] PROF. DR. L. FELD: *Kernphysik-Vorlesung*. RWTH Aachen, 2006
- [61] C. GRUPEN: *Teilchendetektoren*. 1. Auflage. BI Wissenschaftsverlag, 1993 (ISBN 3411165715)
- [62] K. S. KRANE: *Introductory Nuclear Physics*. John Wiles and Sons, 1987 (ISBN 978-0471805533)
- [63] DEMTRÖDER: *Experimentalphysik 4*. 3. Auflage. Springer, 2005 (ISBN 978-3-642-01598-4)
- [64] PROF. DR. K. KUGELER: *Reaktortechnik 1*. Lehrstuhl für Reaktorsicherheit und -technik, RWTH Aachen, 1994
- [65] W. M. STACEY: *Nuclear Reactor Physics*. 2. Auflage. Wiley-VCH, 2007 (ISBN 3527406794)
- [66] PROF. DR. K. KUGELER: *Reaktorsicherheit*. Lehrstuhl für Reaktorsicherheit und -technik, RWTH Aachen, 1994
- [67] M. HERMAN: *ENDF-6 Formats Manual*. BNL-90365-2009. Brookhaven National Laboratory, 2005
- [68] TESTO GMBH & CO.: *Bedienungsanleitung testo 615/625*
- [69] ADOLF THIES GMBH & CO. KG: *Bedienungsanleitung*. Göttingen
- [70] PTW-FREIBURG: *Gebrauchsanweisung PTW-UNIDOS [D196.151.0/5]*. Freiburg, Januar 1991
- [71] PTW-FREIBURG: *Technical Description, Secondary Standard Ionization Chamber LS-01*. Freiburg, Januar 1991
- [72] PTW-FREIBURG: *Technical Description, Secondary Standard Ionization Chamber LS-10*. Freiburg, Januar 1991

- [73] AUTOMESS: *Gebrauchsanweisung für die Szintillatorsonden 6150AD-b, 6150AD-b/H, 6150AD-b/E*. Ladenburg, 24. Februar 2003
- [74] AUTOMESS: *Gebrauchsanweisung für den Gammasonden 6150AD-15, 6150AD-15/H, 6150AD-15/E sowie 6150AD-18, 6150AD-18/H, 6150AD-18/E*. Ladenburg, 29. Mai 2002
- [75] AUTOMESS: *Szintomat[®] 6134A/H*. http://www.automess.de/Download/Prospekt_6134AH_D.pdf, Abruf: 06.08.2013
- [76] DR. O. POOTH: *Versuch I-Teilchendetektoren und Strahlenschutz, Physikalisches Praktikum für Fortgeschrittene Teil B*. RWTH-Aachen, 2004
- [77] A. KUNZ, E. AREND, E. DIETZ, S. GERDUNG, R. E. GRILLMAIER, T. LIM, P. PIHET: The Homburg Area Neutron Dosimeter HANDI: Characteristics and Optimisation of the Operational Instrument. In: *Radiation Protection Dosimetry* 44 (1992), Nr. 1/4, S. 213–218
- [78] SABINE MAYER: *Dose equivalent measurements in mixed and time varying radiation fields around high-energy accelerators*, Technischen Universität Wien, Diss., März 2003
- [79] H. G. MENZEL, L. LINDBORG, TH. SCHMITZ, H. SCHUHMACHER, A. J. WAKER: Intercomparison of Dose Equivalent Meters based on Microdosimetric Techniques: Detailed Analysis and Conclusions. In: *Radiation Protection Dosimetry* 29 (1989), Nr. 1/2, S. 55–68
- [80] COLUMBIA UNIVERSITY : *Rossi Tissue Equivalent Proportional Counter*. <http://www.ornl.gov/ptp/collection/proportional%20counters/rossi.htm>, Abruf: 18.10.12
- [81] J.-E. LILLHÖK: *The microdosimetric variance-covariance method used for beam quality characterization in radiation protection and radiation therapy*, Stockholm University, Diss., 2007
- [82] H. SCHUHMACHER, D. BARTLETT, T. BOLOGNESE-MILSZTAJN, M. BOSCHUNG, M. COECK, G. CURZIO, F. D'ERRICO, A. FIECHTNER, J.-E. KYLLÖNEN, V. LACOSTE, L. LINDBORG, M. LUSZIK-BHADRA, M. REGINATTO, R. TANNER, F. VANHAVERE: *Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields*. PTB-N-49. Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) Braunschweig, 2006

- [83] F. D'ERRICO, D. BARTLETT, T. BOLOGNESE-MILSZTAJN, M. BOSCHUNG, M. COECK, G. CURZIO, A. FIECHTNER, J.-E. KYLLÖNEN, V. LACOSTE, L. LINDBORG, M. LUSZIK-BHADRA, M. REGINATTO, H. SCHUHMACHER, R. TANNER, F. VANHAVERE: Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (EVIDOS) - Part I: Scope and methods of the project. In: *Radiation Protection Dosimetry* (2005)
- [84] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION (ISO): *Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement*, 1995
- [85] J.-E. LILLHÖK, P. BECK, J. F. BOTTOLIER-DEPOIS, M. LATOCHA, L. LINDBORG, H. ROOS, J. ROTH, H. SCHRAUBE, F. SPURNY, G. STEHNO, F. TROMPIER, F. WISSMANN: A comparison of ambient dose equivalent meters and dose calculations at constant flight conditions. In: *Radiation Measurements* (2006)
- [86] J.-E. KYLLÖNEN, L. LINDBORG, G. SAMUELSON: Cosmic radiation measurements on-board aircraft with the variance method. In: *Radiation Protection Dosimetry* 93 (2001), Nr. 3, S. 197–205
- [87] DR. BURKHARD WIEGEL: *NEMUS: Ein erweitertes Bonnerkugel-Spektrometer (Neutron Multisphere Spectrometer)*. <http://www.ptb.de/de/org/6/65/nemus.htm>, Abruf: 19.03.2012
- [88] W. N. MC ELROY, T. CROCKET, R. G. HAWKINS: *SAND-II, A Computer Automated Iterative Method for Neutron Flux Determination by Foil Activation*. AFWI TR 67, Vol. I-IV. New Mexico : Air Force Weapons Laboratory, 1967
- [89] PHYSIKALISCH-TECHNISCHE BUNDESANSTALT (PTB): *Umgebungsdosimetrie am Transportbehälterlager Gorleben (TBL)*, September 2011
- [90] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA): *Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Supplement to Technical Reports Series No. 318*. No. 403. Wien, 2001
- [91] BERTHOLD TECHNOLOGIES GMBH & CO. KG: *LB6411*. <http://www.berthold.fr/typo3temp/pics/5a378a56cd.png>, Abruf: 06.08.2013
- [92] KWD NUCLEAR INSTRUMENTS: *2202D*. <http://www.kwdnuclearinstruments.se/public/media/2202D.JPG>, Abruf: 06.08.2013
- [93] BUNDESMINISTERIUM FÜR UMWELT, NATURSCHUTZ UND REAKTORSICHERHEIT (BMU): *Asse Kammern*. http://www.bmu.de/files/bilder/allgemein/image/jpeg/asse_kammern.jpg, Abruf: 19.03.2013

- [94] DR. G. HENSEL: *Schnitt 2*. <http://www.aufpassen.org/fachtagung01/HENSEL.HTM>, Abruf: 19.03.2013
- [95] PROF. DR. T. HEBBEKER: *Elementarteilchen I, RWTH, SS2007*. http://web.physik.rwth-aachen.de/~hebbeker/lectures/p104/p104_105.pdf, Abruf: 01.12.2007
- [96] DR. A. KLETT: *Neutronen Ortsdosimeter am Beispiel LB 6411*. 171. PTB-Seminar, Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) Braunschweig, Juni 2002
- [97] R. J. TANNER, C. MOLINOS, N. J. ROBERTS, D. T. BARTLETT, G. C. Taylor, D. J. Thomas L. G. Hager, L. N. Jones: *Practical Implications of Neutron Survey Instrument Performance*. HPA-RPD-016. Health Protection Agency, Center for Radiation, Chemical and Environmental Hazards, 2006

Abbildungsverzeichnis

1.1	Messwert-Rechenwert-Vergleich für alle Aufpunkte zur Bestimmung der Oberflächen-Dosisleistung an einem TLB für hochradioaktiven Abfall (links) und für den Oberflächenmittelwert (rechts) [6]	3
1.2	Messwert-Rechenwert-Vergleich für den Oberflächenmittelwert kraftwerks-spezifisch aufgelöst [6]	3
2.1	Schema eines Transport- und Lagerbehälters	7
2.2	Schema der Rechenkette zur Bestimmung der rechnerischen Gamma- und Neutronendosisleistung bei Beladung eines Transport- und Lagerbehälters.	8
2.3	Verwendetes abdeckendes Axialprofil für Kopf- und Fußstücke bei der Transportrechnung (links) und Bild einer typischen Kopf- und Fußstück-variante bei eingefahrener Steuerstabspinne [11], [12] (rechts).	10
3.1	Vergleich von ICRU 47 und ICRU 57 für Photonen	25
4.1	Lage der Messplätze in der Experimentierhalle (Maße in m)	29
4.2	Messbank mit eingebauter 1- ℓ -Ionisationskammer im Bunker der GfR .	30
4.3	60 mm Bleieinsatz bei der Positionierung im Behälter (links) und Konfiguration K3_22 für alle verwendeten Abschirmkomponenten in der Draufsicht (rechts)	33
4.4	Exzentrische Quellpositionen und Aufbau am Behälterdeckel	34
4.5	Aufbau bei der Vermessung der ^{60}Co -Aktivität	34
4.6	^{60}Co -Quellmodell mit abschirmender Stahlstruktur (blau) von Kapsel und Ausfahrspitze (Maße in cm)	35
4.7	Gegenüberstellung der abgeleiteten ^{60}Co -Aktivitäten	36
4.8	Behälter mit Position der mantelseitigen Detektoren und Querschnitt durch die deckelseitige Bleiabschirmung der Quelle	38
4.9	Abmessungen von Behälter und Bleieinsätzen (links) sowie der PE-Einsätze (rechts) (Schnitt A-A, Abbildung 4.8)	38

4.10	Verschiebung der Ausfahrspitze durch radial ausgeübte Kräfte (links) und geometrische Zusammenhänge (rechts unten) sowie tabellarisch zusammengefasste Werte für die Quellverschiebung (rechts oben)	43
4.11	Auswirkungen von PE-Einsätzen bei radial zentrischer Quellung auf die R/M-Ergebnisse für MCNP TM (kein Bleieinsatz)	49
4.12	Auswirkungen von Bleieinsätzen bei radial zentrischer Quellung auf die R/M-Ergebnisse für MCNP TM (kein PE-Einsatz)	50
4.13	Einfluss der Detektorcharakteristik auf das mit MCNP TM berechnete Dosisleistungsspektrum am Beispiel des Falls K1_02	53
4.14	Einfluss der Detektorcharakteristik des automess 6150AD 6E auf R/M-Ergebnisse für MCNP TM (oben: Fall K1_02, unten: Fall K3_02) . . .	55
5.1	Modell des Bonner-Kugel-Spektrometers sowie des Kristalls und der Einbauten im Bonner-Kugel-Spektrometer	62
5.2	Skizze der zur Startverteilung zugehörigen Parameter in MCNP TM (links) und MAVRIC (rechts)	65
5.3	Grafische Darstellung der Response-Funktion für MCNP TM	66
5.4	Grafische Darstellung der Response-Funktion für MAVRIC	66
5.5	Verlauf des Labyrinths im Fall 1 (Abmessungen in cm) nach [41]	68
5.6	Schnitt A-A des Verlauf des Labyrinths im Fall 1 (Abmessungen in cm) nach [41]	68
5.7	Haltegestell und Moderator der Quellschale im Abstandshalter (links), Abstandshalter für die Schale (Mitte) und Modell der Quellschale (rechts) [41]	70
5.8	Grafischer Messwert-Rechenwert-Vergleich am Beispiel der 2 ⁴ -Kugel für MCNP TM und MAVRIC bei Fall 1 B	73
5.9	Grafische Darstellung der Mittelwerte der Abweichungen in den Fällen 1 bis 6, unterschieden nach den Quellkonfigurationen A und B	74
5.10	Grafische Darstellung der Minima der Abweichungen in den Fällen 1 bis 6, unterschieden nach den Quellkonfigurationen A und B	75
5.11	Grafische Darstellung der Maxima der Abweichungen in den Fällen 1 bis 6, unterschieden nach den Quellkonfigurationen A und B	76
6.1	Foto des Versuchsbehälters direkt nach der Fertigung (links), zylindrische Polyethylen-Abschirmung vor der Assemblierung (Mitte) und Innenbehälter beim Einsetzen in den Abschirmbehälter mit Tragzapfen (rechts) [47]	80
6.2	Skizze zur Funktionsweise des Lagergestells (links) und Foto mit eingestelltem Behälter (rechts) [47]	81
6.3	Axiale Quellstärkenverteilung (links) und Quellaufbau mit Abmessungen in mm aus [47] (rechts)	82

6.4	Skizze der Aufpunkte bei horizontal (links) und vertikal (rechts) positioniertem Behälter auf dem Freigelände Nordost der PTB [46]	83
6.5	Foto des Aufbaus bei horizontal (links) und vertikal (rechts) positioniertem Behälter auf dem Freigelände Nordost der PTB [46]	83
6.6	Foto des Aufbaus bei horizontaler Orientierung des Behälters (links) in der AHE-Versuchsstrecke und Skizze der Messpunkte inklusive ihrer Bezeichnung (rechts) [46]	85
6.7	Foto des Aufbaus bei horizontaler Orientierung des Behälters (links) in der Transportstrecke und Skizze der Messpunkte inklusive ihrer Bezeichnung (rechts) [46]	85
6.8	Foto des Aufbaus bei vertikaler Orientierung des Behälters (links) in der Transportstrecke und Skizze der Messpunkte inklusive ihrer Bezeichnung (rechts) [46]	86
6.9	Foto des Aufbaus bei auf dem Boden liegendem Behälter (links) im BGR-Versuchsfeld und Skizze der Messpunkte inklusive ihrer Bezeichnung (rechts) [46]	86
6.10	Berechnungsmodell des Behälters (Angaben in mm) im vertikalen (links) und horizontalen Schnitt (rechts)	87
6.11	Berechnungsmodell des Behälters bei horizontaler Ausrichtung auf dem Freigelände der PTB im Vertikalschnitt (Abmessungen in mm)	88
6.12	Grafische Zusammenfassung der Minima und Maxima für den Messwert-Rechenwert-Vergleich für Neutronen	95
6.13	Grafische Zusammenfassung der Minima und Maxima für den Messwert-Rechenwert-Vergleich für Photonen	96
6.14	Grafische Zusammenfassung der Mittelwerte für den Messwert-Rechenwert-Vergleich für Neutronen und Photonen	96
7.1	Querschnitt mit BE-Positionen (rechts) und Längsschnitt (links) des MCNP TM -Referenzmodells des TLBs für DWR-BEs inklusive den axialen Aufpunkten für die Abnahmemessung (D3 bis D9)	100
7.2	Beiträge der energiegruppenweise bestimmten Dosisleistungen am TLB zur Gesamtgammadosisleistung für Uran/ERU-BE	103
7.3	Zeichnung (links) und Modellierung in MCNP TM (rechts) eines 18x18 DWR-BE	107
7.4	Brennstabgitter des 18x18 DWR-BE (Schnitt E-E aus Abbildung 7.3) .	107
7.5	Aufbau des Brennstabs eines 18x18 DWR-BE und Modellierung in MCNP TM	108
7.6	Radiale Auflösung der Abweichung des stabweise modellierten BE zum Referenzmodell oberhalb der BE-Köpfe zwischen Behälterdeckel und Tragkorb sowie oberhalb des Behälterdeckels	111

7.7	Stationärer Neutronenflussdichteverlauf im Brennelement während des Reaktorbetriebs	114
7.8	Fertigungsdaten für die Dichte des Sphäroguss	122
7.9	Fertigungsdaten für die Dichte des Moderatormaterials Polyethylen . .	123
7.10	Normierter Quellstärke/Knoten (normiert auf dieselbe Gesamtquellstärke) für 18x18-Uran-BE	124
7.11	Normierter Abbrand/Knoten (normiert auf dieselbe Gesamtquellstärke) für 18x18-MOX-BE	125
8.1	Brennelementgitter	129
8.2	UOX-BE-Gitter (links) und MOX-BE-Gitter (rechts) mit drei Anreicherungsstufen für den betrachteten DWR-Reaktortyp	132
8.3	DWR-BE-Modell in TRITON (vgl. [56])	134
8.4	Abweichungen zwischen Rechnung und Messung für Uran-Proben (Actiniden) [56]	136
8.5	Abweichungen zwischen Rechnung und Messung für Uran-Proben (Spaltprodukte) [56]	137
8.6	Abweichungen zwischen Rechnung und Messung für MOX-Proben (Actiniden) [56]	138
8.7	Abweichungen zwischen Rechnung und Messung für MOX-Proben (Spaltprodukte) [56]	138
8.8	Abweichungen der Gammaquellstärken für die Proben sowie deren Mittelwerte und Standardabweichungen in Anlehnung an [55] und [56] . .	140
8.9	Abweichungen der Neutronenquellstärken für die Proben sowie deren Mittelwerte und Standardabweichungen in Anlehnung an [55] und [56] .	141
8.10	Typische Borfahrweise während eines Zyklus bei einem DWR als Vielfaches der mittleren Konzentration	144
9.1	Messwert-Rechenwert-Vergleich am Transport und Lagerbehälter unter Einbezug der identifizierten Unsicherheiten	154
A.1	Abgeleitete Axialprofile der Brennelemente getrennt nach den im Transportbehälter eingelagerten Brennstofftypen für Gammastrahlung	157
A.2	Abgeleitete Axialprofile der Brennelemente getrennt nach den im Transportbehälter eingelagerten Brennstofftypen für Neutronenstrahlung . .	158
B.1	Schematische Darstellung des Alpha-Zerfalls in Anlehnung an [60] . . .	161
B.2	Effekte der Photonen beim Durchgang durch Materie (hier Blei) [61] . .	163
B.3	Schematischer Potentialverlauf für exotherme und endotherme Reaktionen [63]	166
B.4	Schematische Darstellung der möglichen Neutronen-Wechselwirkungen [64].	168

B.5	Schematische Darstellung der Resonanz [64]	170
B.6	Spaltproduktausbeute in Abhängigkeit der Massenzahl (Hinweis: Die Darstellung ist normiert auf 200 % entsprechend zwei Spaltprodukten pro Spaltung) [66]	171
D.1	UNIDOS-Referenz-Dosimeter und verwendete Ionisationskammern . . .	180
D.2	Kugelkammer 1 ℓ , LS-01 für UNIDOS-Dosimeter	181
D.3	Kugelkammer 10 ℓ , LS-10 für UNIDOS-Dosimeter	181
D.4	automess 6150AD6/E (oben links), Strahlenschutzmessgerät 6150AD6/H mit Außensonde (oben rechts) und Szintillatorsonde 6150AD-b/E mit Strahlenschutzmessgerät 6150AD6/E (unten)	183
D.5	Energieabhängigkeit des r-Werts des 6150AD 6/E [36]	183
D.6	Winkelabhängigkeit der r-Werte des 6150AD 6/E [36]	184
D.7	Szintomat [®] 6134 der Firma automess [75]	184
D.8	Charakteristik des Szintomat [®] 6134 der Firma automess [75]	184
D.9	Gesamtladung über Zählrohrspannung - Arbeitsbereiche des Gasdetektors [76]	185
D.10	Schematischer Aufbau eines Proportionalzählrohrs [76]	186
D.11	Lawinenbildung an einem Anodendraht in einem Proportionalzählrohr [61]	187
D.12	Charakteristik des Proportionalzählrohrs bei Auftreten von α - & β -Teilchen [76]	187
D.13	Foto des HANDI entnommen aus [78]	187
D.14	Skizze des Aufbaus einer Bonner-Kugel mit ³ He-Zählrohr (links) [46] und Foto des NEMUS-Messsystems (rechts) [87]	191
D.15	Ansprechfunktion der einzelnen PE-Kugeln des BK in Abhängigkeit des Durchmessers in Zoll und der Neutronenenergie. Die 0"-Kurve ist um den Faktor 2 gestaucht [46]	193
D.16	Neutronendosisleistungsmessgeräte LB6411 (links) und 2202D (rechts) [91] und [92]	194
D.17	Detektorcharakteristik der Neutronendosisleistungsmessgeräte LB6411 sowie 2202D [90] und typisches Neutronenspektrum am TLB	194
E.1	Abweichungen vom Messwert in Abhängigkeit von der gewählten Wirkungsquerschnittsbibliothek in MAVRIC	196
F.1	Festgesetzte Energiegruppen und zugehörige Spektrumsbehandlung in MAVRIC	199
F.2	Aufbau des Labyrinths in den Fällen 2 und 3 (links) sowie im Fall 4 (rechts) (Abmessungen in cm) nach [41]	200
F.3	Aufbau der eingesetzten Wand im Labyrinth in den Fällen 2 und 3 (Abmessungen in cm) nach [41]	201

F.4	Aufbau des Labyrinths im Fall 5 (links) und im Fall 6 (rechts) (Abmessungen in cm) nach [41]	201
G.1	Gesamtaufbau der Abschirmkonfiguration im Versuchsbehälter nach Assemblierung der Einzelkomponenten [47]	211
G.2	Skizze der Messplätze im Salzstock auf der 800 m-Sohle [46]	212
G.3	3D-Modell des Bergwerks Asse in Anlehnung an [93]	212
G.4	Schnitt durch das geologische Profil des Bergwerks Asse in Anlehnung an [94]	213
G.5	Querschnitt der Versuchsstrecken [46]	213
G.6	Berechnungsmodell des Behälters in der AHE-Versuchsstrecke (Abmessungen in mm)	214
G.7	Berechnungsmodell des Behälters in der Transportstrecke (Abmessungen in mm)	214
G.8	Berechnungsmodell des Behälters im BGR-Versuchsfeld (Abmessungen in mm)	215
G.9	Kontinuierlich und energiegruppenweise dargestellte Startverteilung für das Watt-Spaltspektrum	218
H.1	Beiträge der energiegruppenweise bestimmten Dosisleistungen am TLB zur Gesamtgammadosisleistung für MOX-BE	227

Tabellenverzeichnis

3.1	Aus [8] entnommene Stützstellen für die Dosiskonversion nach ICRU 47 für Photonen	21
3.2	Konversion nach ICRP 21 für Photonen (links) und für Neutronen (rechts) entnommen aus [27]	22
3.3	Stützstellen für die Dosiskonversion nach der Interpretation der ICRP 60 von Leuthold et al. für Neutronen	23
3.4	Stützstellen für die Dosiskonversion nach ICRP 74 in $H^*(10)$ für Photonen [8]	24
3.5	Stützstellen für die Dosiskonversion nach ICRP 74 in $H^*(10)$ für Neutronen [8]	24
4.1	Untersuchte Versuchskonfigurationen und deren Charakteristika	31
4.2	Abmessungen der variablen Größen aus Abbildung 4.9	39
4.3	Im Abschirmmodell verwendete Materialzusammensetzungen	39
4.4	Daten zur ^{60}Co -Quellstärkenbestimmung in MAVRIC	41
4.5	Einfluss von radialen Toleranzen a der Quellposition in Abhängigkeit vom Winkel α bei Quelllage "Radius" für MCNP TM	44
4.6	Vergleich von MCNP TM und MAVRIC am Fall K1_01 (Behälter ohne Einsatz, Quelllage axial mittig und radial zentrisch), K1_18 (Behälter mit 270 mm PE-Einsatz, Quelllage axial mittig und radial zentrisch) und K4_01 (Behälter mit 80 mm Bleieinsatz, Quelllage axial mittig und radial zentrisch)	47
4.7	Auswirkungen von PE- und Bleieinsätzen bei radial zentrischer Quelllage auf die R/M-Ergebnisse für MCNP TM	48
4.8	Auswirkungen von radial exzentrischen Quelllagen (Winkel 0°) auf die R/M-Ergebnisse für MCNP TM	51
4.9	Abweichung bei Rotation der Quelle um den Winkel α und Quelllage "Radius" für MCNP TM (Fälle K1_08 bis K1_15)	52
4.10	R/M-Abweichungen für das automess 6150AD 6/E zu den Fällen K1_02 und K3_02	54

4.11	Zusammenfassung der über alle Abstände gemittelten R/M-Abweichungen differenziert nach Abschirmkonfiguration und Quelllage	56
5.1	Verwendete Materialien des Bonner-Kugel-Spektrometers zur Berechnung der Response	63
5.2	Eingangsdaten für die Startverteilung und Berechnung in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten)	65
5.3	Verwendete Materialien bei der Modellierung des Labyrinthes	69
5.4	Abweichungen zum Messwert in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 1 A	72
5.5	Zusammenfassung der Fälle 1 und 2	73
6.1	Zusammensetzungen der in den Versuchsstrecken vorkommenden Salze nach [50] und [51]	88
6.2	Materialzusammensetzungen der einzelnen Komponenten nach [47] . . .	89
6.3	Gemessene und berechnete Neutronendosisleistungen im Vergleich für den horizontal und vertikal positionierten Behälter auf dem Freigelände der PTB	94
6.4	Durch BfS und PTB gemessene und berechnete Neutronenflussdichten im Vergleich für den vertikal positionierten Behälter in der Transportstrecke	97
7.1	Abweichung zur Basis-Gruppeneinteilung in der Dosisleistung bei Verdopplung der Gruppenanzahl für Uran/ERU- (oben) und MOX-BE (unten)	102
7.2	Typische Aufteilung der Quellstärke und der Dosisleistung für Uran/ERU- sowie MOX-BE auf die 7 Gamma-Energiegruppen	103
7.3	Anteil der relevanten Nuklidaktivitäten an der Gesamtquellstärke in Abhängigkeit der Energiegruppe für Uran/ERU- (oben) und MOX-BE (unten)	104
7.4	Abweichung zur Basisgruppeneinteilung in der Dosisleistung bei gruppenweiser Darstellung der Energielinien der jeweils dominant beitragenden Nuklide für Uran/ERU- (oben) und MOX-BE (unten)	105
7.5	Materialien der Komponenten des Brennelements	108
7.6	Abweichungen in der Gammadosisleistung beim Vergleich von homogener Modellierung des BEs und stabweiser Abbildung	109
7.7	Abweichungen in der Dosisleistung für Neutronen und sekundär erzeugter Gammastrahlung bei Spontanspaltung (sf) und (α ,n)-Reaktionen im Vergleich von homogener Modellierung des BEs und stabweiser Abbildung	111
7.8	Aktivitäten und Neutronenflussdichten während der Reaktorlaufzeit für die Bauteile des Brennelements	115

7.9	Aufteilung der Gammaquellstärke des betrachteten BEs auf die unterschiedlichen Quellen beim Referenzmodell und bei expliziter Modellierung	116
7.10	Abweichungen in der Dosisleistung am TLB bei der Analyse der Aufteilung der ^{60}Co -Quelle auf den Brennstoff und die Strukturteile	117
7.11	Einfluss der Charakteristik des Szintomat [®] 6134 (oben) und des 6150AD 6/E (unten) der Firma automess auf die am TLB berechnete Gamma- und Sekundärgammadosisleistung	120
7.12	Einfluss der Charakteristik des 2202D der Firma Studsvik und des LB6411 der Firma Berthold auf die am TLB berechnete Neutronendosisleistung	121
7.13	Einfluss des Abbrandprofils auf die Dosisleistung am Transport- und Lagerbehälter für Uran-BE	125
7.14	Einfluss des Abbrandprofils auf die Dosisleistung am Transport- und Lagerbehälter für MOX-BE	126
8.1	Brennelementdaten und Parameter für die Abbrandrechnungen	128
8.2	Abweichungen von TRITON zu SAS2 für Uran- und MOX-BE in Abhängigkeit vom Zielabbrand (5 Jahre Abklingzeit)	130
8.3	Zusammenstellung der messtechnisch bestimmten Nuklide	133
8.4	Relative Änderung der Neutronen- und Gammaquellstärke bei einem Abbrand von 35 GWd/ t_{SM} sowie 55 GWd/ t_{SM} und 5 Jahren Abklingzeit für ein 18x18-BE mit Uran-Brennstoff	143
9.1	Zusammenfassung der identifizierten Unsicherheiten nach Beiträgen zur Dosisleistung	147
9.2	Einzelbeiträge zur Gammadosisleistung bei einem beladenen Transport- und Lagerbehälter	152
9.3	Kondensierung der Einzelbeiträge zu einer Abweichung für die Interpretation des MRV aus Kapitel 1, die die Unsicherheit des Rechenwertes im MRV beschreibt	152
C.1	In Anlehnung an [27] interpolierte Stützstellen für die Dosiskonversion nach ICRP 21 für Photonen in MAVRIC. Die erste, kursiv gedruckte Energiegruppe entspricht der unteren Darstellungsgrenze in MAVRIC .	175
C.2	Dosiskonversion nach ICRP 21 für Neutronen in MAVRIC interpoliert aus [27]. Die erste, kursiv gedruckte Energiegruppe entspricht der unteren Darstellungsgrenze in MAVRIC	176
C.3	In MAVRIC vorhandene Stützstellen für die Dosiskonversion nach ICRU 57 für Photonen. Die erste, kursiv gedruckte Energiegruppe entspricht der unteren Darstellungsgrenze in MAVRIC	177
C.4	Aus [27] entnommene Stützstellen für die Dosiskonversion nach dem ANSI/ANS-6.1.1-1977-Standard für Photonen	177

D.1	Unsicherheiten bei Messung mit dem HANDI in Anlehnung an [81] . . .	190
E.1	Rechenwert-Messwert-Vergleich für verschiedene ^{60}Co -Quellmodelle in MAVRIC	195
F.1	Response-Funktion für MCNP TM	197
F.2	Response-Funktion für MAVRIC	198
F.3	Vordefinierte Energiegruppen für die Bestimmung der Response-Funktion und des zu startenden Spektrums	198
F.4	Abweichungen zum Messwert in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 1 B	202
F.5	Abweichungen zum Messwert in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 2 A	203
F.6	Abweichungen zum Messwert in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 2 B	203
F.7	Abweichungen zum Messwert in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 3 A	204
F.8	Abweichungen zum Messwert in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 3 B	204
F.9	Abweichungen zum Messwert in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 4 A	205
F.10	Abweichungen zum Messwert in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 4 B	206
F.11	Abweichungen zum Messwert in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 5 A	206
F.12	Abweichungen zum Messwert in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 6 A	207
F.13	Abweichungen zum Messwert in MCNP TM (oben) und MAVRIC (unten) für den Fall 6 B	208
F.14	Zusammenfassung der Fälle 3 und 4	209
F.15	Zusammenfassung der Fälle 5 und 6	209
G.1	Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs mit und ohne $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) in der Transportstrecke	215
G.2	Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs mit und ohne $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) für die Messungen auf dem Freigelände der PTB	216
G.3	Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs bei Änderung der Temperatur für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) in der Transportstrecke	216

G.4	Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs bei Änderung der Salzart für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) in der Transportstrecke	217
G.5	Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs bei Änderung der Salzfeuchte für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) im BGR-Versuchsfeld. Die Nominalwerte sind jeweils in grau gekennzeichnet.	217
G.6	Ergebnisse des Messwert-Rechenwert-Vergleichs bei Änderung der Koeffizienten des Watt-Spaltpektrums für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) im Freigelände der PTB	218
G.7	Einfluss der Resonanz-Selbstabschirmung in der Konfiguration des Freigeländes der PTB für Neutronen (oben) und für Photonen (unten) . . .	219
G.8	Gemessene und berechnete Gammadosisleistungen im Vergleich für den horizontal und vertikal positionierten Behälter auf dem Freigelände der PTB	219
G.9	Gemessene und berechnete Neutronendosisleistungen im Vergleich für den horizontal positionierten Behälter in der AHE-Versuchsstrecke . . .	220
G.10	Gemessene und berechnete Gammadosisleistungen im Vergleich für den horizontal positionierten Behälter in der AHE-Versuchsstrecke	220
G.11	Gemessene und berechnete Neutronendosisleistungen im Vergleich für den horizontal und vertikal positionierten Behälter in der Transportstrecke	221
G.12	Gemessene und berechnete Gammadosisleistungen im Vergleich für den horizontal und vertikal positionierten Behälter in der Transportstrecke .	221
G.13	Gemessene und berechnete Neutronendosisleistungen im Vergleich für den horizontal positionierten Behälter im BGR-Versuchsfeld	222
G.14	Gemessene und berechnete Gammadosisleistungen im Vergleich für den horizontal positionierten Behälter im BGR-Versuchsfeld	222
G.15	Tabellarische Zusammenfassung der Minima, Maxima und Mittelwerte für den Messwert-Rechenwert-Vergleich für Neutronen (oben) und für Photonen (unten)	223
H.1	Beiträge der energiegruppenweise ermittelten Dosisleistungen zur Gesamtdosisleistung in Abhängigkeit des Aufpunktes für Uran/ERU- (oben) und MOX-BE (unten) bei nominaler Energiegruppeneinteilung	225
H.2	Abweichung zur Basisgruppeneinteilung in der Dosisleistung bei Vervielfachung der Gruppenanzahl für Uran/ERU- (oben) und MOX-BE (unten)	226
H.3	Beiträge der energiegruppenweise ermittelten Dosisleistungen zur Gesamtdosisleistung für den berechneten Mittelwert der Aufpunkte der Abnahmemessung D3 bis D9 für Uran/ERU- und MOX-BE bei Verfeinerung der Gruppenstruktur	226

H.4 Vergleich der Gammadosisleistungen am Transport- und Lagerbehälter an den Aufpunkten der Abnahmemessung für das Uran- in Relation zum MOX-Berechnungsmodell	227
---	-----

Danksagung

Bei Herrn Professor Dr. Phlippen möchte ich mich herzlich dafür bedanken, dass ich meine Dissertation an seinem Lehrstuhl bzw. in seiner Abteilung bei der Wissenschaftlich Technischen Ingenieurberatung GmbH (WTI) anfertigen durfte und dafür, dass er mir über meine Arbeit einen Einblick in verschiedene Teilaspekte des nuklearen Berechnungswesen gegeben hat. Für die Korrektur und das Interesse an meiner Arbeit danke ich Herrn Professor Dr. rer. nat. Allelein und Herrn Professor Dr.-Ing. Macián-Juan.

Für die Unterstützung und das Verständnis die Promotion berufsbegleitend durchführen zu können, möchte ich der Geschäftsführung der WTI namentlich Frau Sentis, Herrn Vallentin und Herrn Dr. Wimmer danken. Weiterhin möchte ich mich bei meinen Kollegen und vor allem bei der Gruppe Berechnungen bei der WTI für die gute Arbeitsatmosphäre und die kritischen Diskussionen bedanken. Für die hervorragende Betreuung während der gesamten Promotion möchte ich vor allem meinem Gruppenleiter Herrn Dr. Tittelbach danken.

Herrn Pillath und seinem Team vom Forschungszentrum Jülich möchte ich für die gute Zusammenarbeit und die präzise und gute wissenschaftlich-technische Unterstützung bei der Durchführung des Durchstrahlungsexperimentes mit einer ^{60}Co -Punktquelle danken sowie Herrn Oldiges (ehemals Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (GNS), jetzt Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)) für die Projektbegleitung. Mein Dank gilt auch Herrn Hüggenberg (GNS) für die Unterstützung bei den Entwicklungsvorhaben, die sich im Laufe meiner Dissertation ergaben. Im Rahmen der Diskussion und der Nachrechnung des “Aktiven Handhabungsexperiments mit Neutronenquellen“ möchte ich Herrn Filbert von der DBE Technology GmbH für die gute Zusammenarbeit danken.

Meinen Freunden Christoph, Christopher und Sebastian möchte ich für die Ablenkung, die schönen gemeinsamen Unternehmungen und die Zeit beim Judo danken.

Ein großer Dank gilt auch meiner Freundin Sabrina, die immer für mich da war und mich unterstützt hat. Abschließend möchte ich mich bei meinen Eltern dafür bedanken, dass sie mich immer unterstützt, an mich geglaubt und damit aufgebaut haben. Ich bin glücklich und stolz darauf so liebevolle Eltern zu haben.

Ich versichere, dass ich diese Dissertation ohne fremde Hilfe und ohne Benutzung anderer als der angegebenen Quellen angefertigt habe. Alle Ausführungen der Arbeit, die wörtlich oder sinngemäß übernommen wurden, sind als solche gekennzeichnet. Weiterhin versichere ich, dass keine früheren Promotionsanträge gestellt wurden.

Aachen, den 16.02.2015

A handwritten signature in black ink, reading "Luc Schlömer". The signature is written in a cursive style with a large, stylized 'L' and 'S'.

(Dipl.–Phys. Luc Schlömer)