

# BENCHMARKRECHNUNGEN ZU NEUTRONENDOSISLEISTUNGEN AN TRANSPORT- UND LAGERBEHÄLTERN

L. Schlömer, P.-W. Phlippen, S. Tittelbach  
WTI Wissenschaftlich-Technische Ingenieurberatung GmbH, Jülich

W. Filbert  
DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine

## 1. Einleitung

Der Einsatz von Berechnungsmethoden zum Nachweis einer ausreichenden Strahlenabschirmung erfordert eine Validierung anhand geeigneter Messungen an Gamma- und Neutronenquellen.

In diesem Zusammenhang wird auf das im Jahr 1994 im Auftrag der DBE durchgeführte „Aktive Handhabungsexperiment mit Neutronenquellen“ (AHE) /1/ zurückgegriffen. Ursprünglich hatte diese Messreihe das Ziel, die radiologischen Belastungen bei der Handhabung von Einzelabschirmbehältern für die Direkte Endlagerung auf das Betriebspersonal zu untersuchen. Zur Betrachtung des ungestörten Neutronenflusses wurde der erste Teil der Messreihe auf dem Gelände der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) durchgeführt. Die Rückstreuungseffekte durch Salzgestein wurden anschließend unter Tage im Salzbergwerk Asse untersucht. Es wurden Neutronen- und Gammadosisleistungen (aus Neutroneneinfangreaktionen) bestimmt sowie teilweise Spektren aufgezeichnet. Als Simulation für einen Einzelabschirmbehälter diente ein zylindrischer Gussbehälter mit eingesetzter Polyethylen-Abschirmung und Edelstahl-Innenbehälter. Um das Quellspektrum und die Eigenschaften eines Brennelementes bestmöglich wiederzuspiegeln zu können, wurde eine Linienquelle aus 40 einzelnen Californium-252-Quellen konstruiert.

Die Erfassung von Dosisleistungen und Spektren erfolgte durch

- Messung der Neutronendosisleistung und -spektren durch ein Bonner Kugel Spektrometer (BK), handelsübliche Messgeräte wie zum Beispiel der Leake-REM-Counter oder das „Tissue Equivalent Proportional Counter“ (TEPC)-System HANDI.
- Erfassung der  $\gamma$ -Dosisleistung durch handelsübliche Messgeräte wie zum Beispiel das HANDI oder den FHT 191 N.

Die Unsicherheiten der Messergebnisse resultierten aus der Messmethode, denn die Zusammensetzungen und Dichten der abschirmenden Strukturen wurden zuvor genau charakterisiert und die Aktivität der 40 einzelnen Californium-Quellen mit einer Genauigkeit von je 0,35 % (rel.) bestimmt.

Die Ergebnisse aus dem Vergleich zwischen Rechen- und Messwerten für Neutronen- und für Gammastrahlung unter Verwendung der Monte-Carlo-Berechnungsprogramme MCNP™ in der Version 5.1.6 /2/ und MAVRIC /3/ aus dem SCALE 6.1.1-System sind in Abschnitt 5 für eine über- und untertägige Konfiguration exemplarisch zusammengestellt.

## 2. Bestimmung der Quelle für den Berechnungs-Benchmark

Zur Simulation eines Brennelementes wurden Californium (Cf-252)-Kapseln entsprechend Abb. 1 übereinander angeordnet in einem Rohr positioniert. Aus der genauen Charakterisierung (Unsicherheit von 0,35 % (rel.) der Quellstärke je Kapsel) kann die Verteilung der Quellstärke über der Höhe abgeleitet werden. Die Gesamtquellstärke  $Q_{\text{ges}}$  als Summe der Einzelquellstärken der Kapseln inklusive Unsicherheit beträgt zum Versuchszeitpunkt der Messungen über Tage ca.  $1,7E8$  n/s und unter Tage  $1,6E8$  n/s mit einer Unsicherheit von jeweils 0,1 % (rel.) nach Gauss'scher Unsicherheitsfortpflanzung.

Die Neutronenenergieverteilung wird in MCNP™ über die Nutzung des kontinuierlichen Watt-Fission-Spaltsspektrums beschrieben (vgl. /2/):

$$f(a, b, E) = C \cdot \exp(-E/a) \cdot \sinh(\sqrt{b \cdot E}), \quad (1)$$

mit  $a=1,025$  MeV und  $b=2,926$  MeV<sup>-1</sup> und  $C = \sqrt{(\pi/4) \cdot a \cdot b \cdot \exp(a \cdot b/4) \cdot a}$  (vgl. /4/).

MAVRIC verwendet bei der Berechnung gruppenweise hinterlegte Wirkungsquerschnitte im Energiebereich von  $E_{\text{min}}=1E-5$  eV bis  $E_{\text{max}}=20$  MeV. Dementsprechend wird das Energiespektrum der Neutronenquelle durch gruppenweise Integration des Watt-Fission-Spaltsspektrums (1) aufbereitet und in MAVRIC vorgegeben. Hierdurch wird für beide Berechnungssysteme ein vergleichbares Quellspektrum generiert.

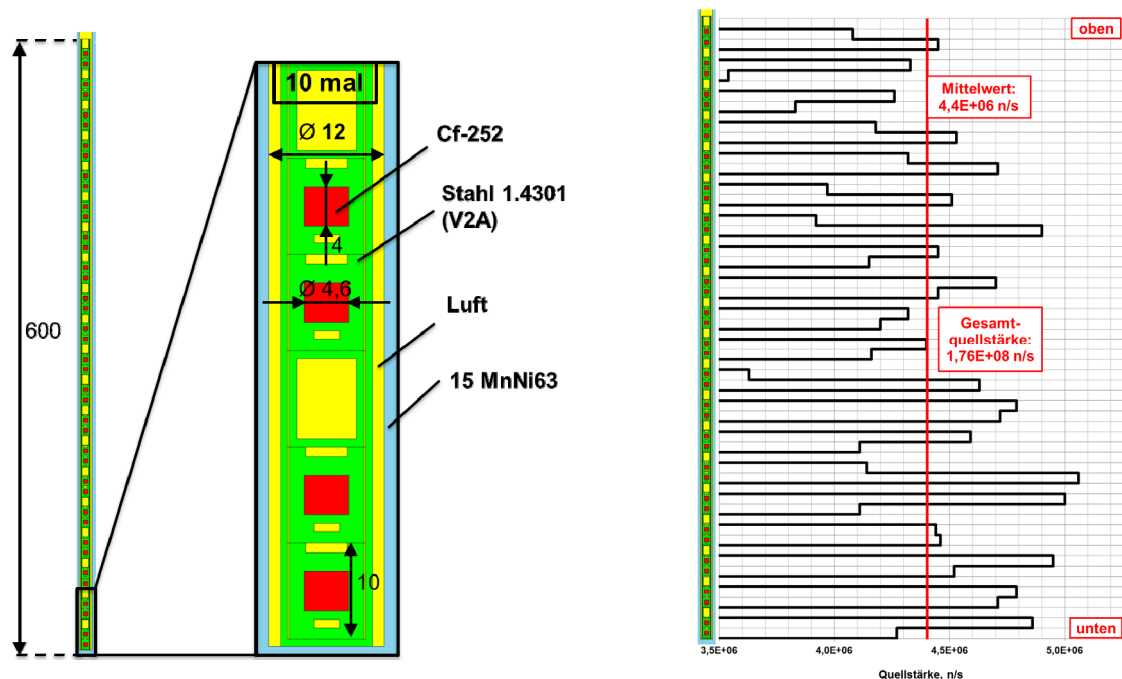


Abb. 1: Quellaufbau (links) und Quellstärke (rechts) der Cf-252-Kapseln

## 3. Messkonfigurationen Berechnungsmodelle

Der Aufbau und die Ableitung des Berechnungsmodells des im AHE-Versuch verwendeten Versuchsbehälters und Konfigurationen sind in Abb. 2 und Abb. 3 dargestellt. Die Quelle wird von einem Innenbehälter aus Stahl, einem PE-Hohlzylinder und anschließend dem Behältermantel aus Gusseisen umschlossen. Es wurden sowohl Messungen über Tage zur Betrachtung des ungestörten Neutronenflusses als auch unter Tage zur Betrachtung des Streuverhaltens der Neutronen durchgeführt.

Bei den Messungen über Tage wird der Versuchsbehälter auf einem Lagergestell in horizontaler und vertikaler Position gehandhabt und sowohl Gamma- als auch Neutronendosisleistungen bestimmt. Eine Auswahl von Aufpunkten bzw. deren Bezeichnung ist in Abb. 3

dargestellt. Der Versuchsstand war zum Schutz gegen Witterungseinflüsse in einem Tragluftzelt untergebracht, welches jedoch keinerlei Auswirkungen auf den Neutronenflussverlauf in der Umgebung des Behälters hat.

Die Messungen unter Tage lassen sich in drei verschiedene Kategorien einteilen:

- (a) Behälter liegend im Lagergestell, horizontaler Aufbau.
- (b) Behälter stehend im Lagergestell, vertikaler Aufbau.
- (c) Behälter liegend auf der Sohle, horizontaler Aufbau am Boden.

Für den Programmvergleich wird der erstgenannte Aufbau (a) verwendet, da hierfür der direkte Vergleich der über- und untertägigen Messung möglich ist.

Unter Tage wurden die Messungen in verschiedenen Positionen im Bergwerk bei unterschiedlichen Tunnelquerschnitten und Salzzusammensetzungen durchgeführt. Hier werden die Position der AHE-Versuchsstrecke sowie das BGR-Versuchsfeld und die Transportstrecke untersucht. Abb. 2 zeigt die Modellierung der AHE-Versuchsstrecke am Beispiel von MCNP™.

#### 4. Modellabsicherung

Da in beiden Monte-Carlo-Programmen unterschiedliche Wirkungsquerschnittsbehandlungen möglich sind und der Einfluss gewisser Modellparameter wie Umgebungstemperatur und Ungenauigkeiten in der Salzcharakterisierung qualifiziert werden müssen, wird in diesem Kapitel eine Modellabsicherung vorgestellt.

##### 4.1 Modellabsicherung in MCNP™

Bei der Materialangabe in MCNP™ ist für Molekülstrukturen eine sogenannte  $S(\alpha, \beta)$ -Behandlung möglich, die die Struktur des Verbunds bei der Berechnung des Streuquerschnitts temperaturabhängig vollständig beschreibt. Sowohl die Verwendung von  $S(\alpha, \beta)$  als auch die reale Temperaturverteilung haben keinen statistisch signifikant Einfluss gegenüber den Standardeinstellungen.

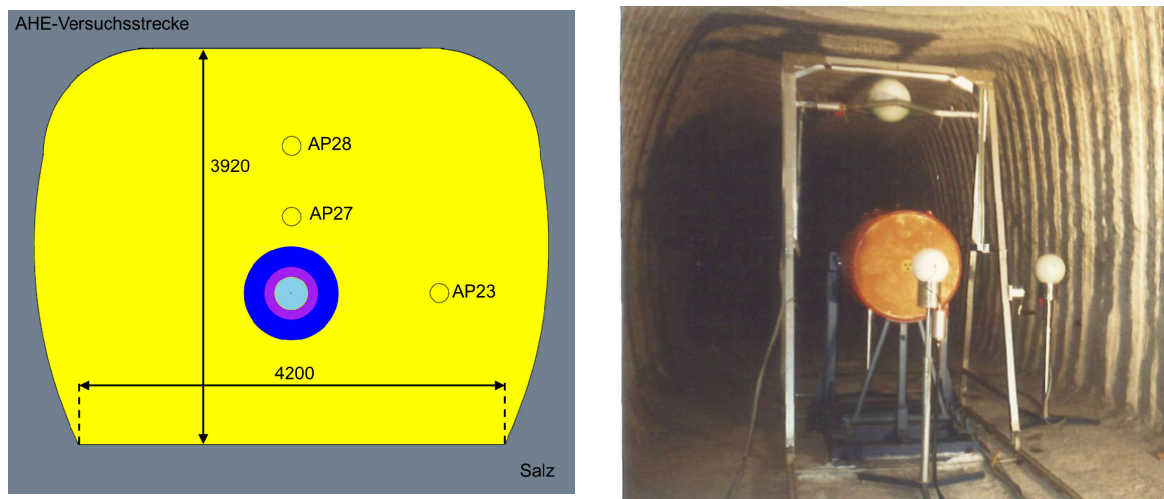
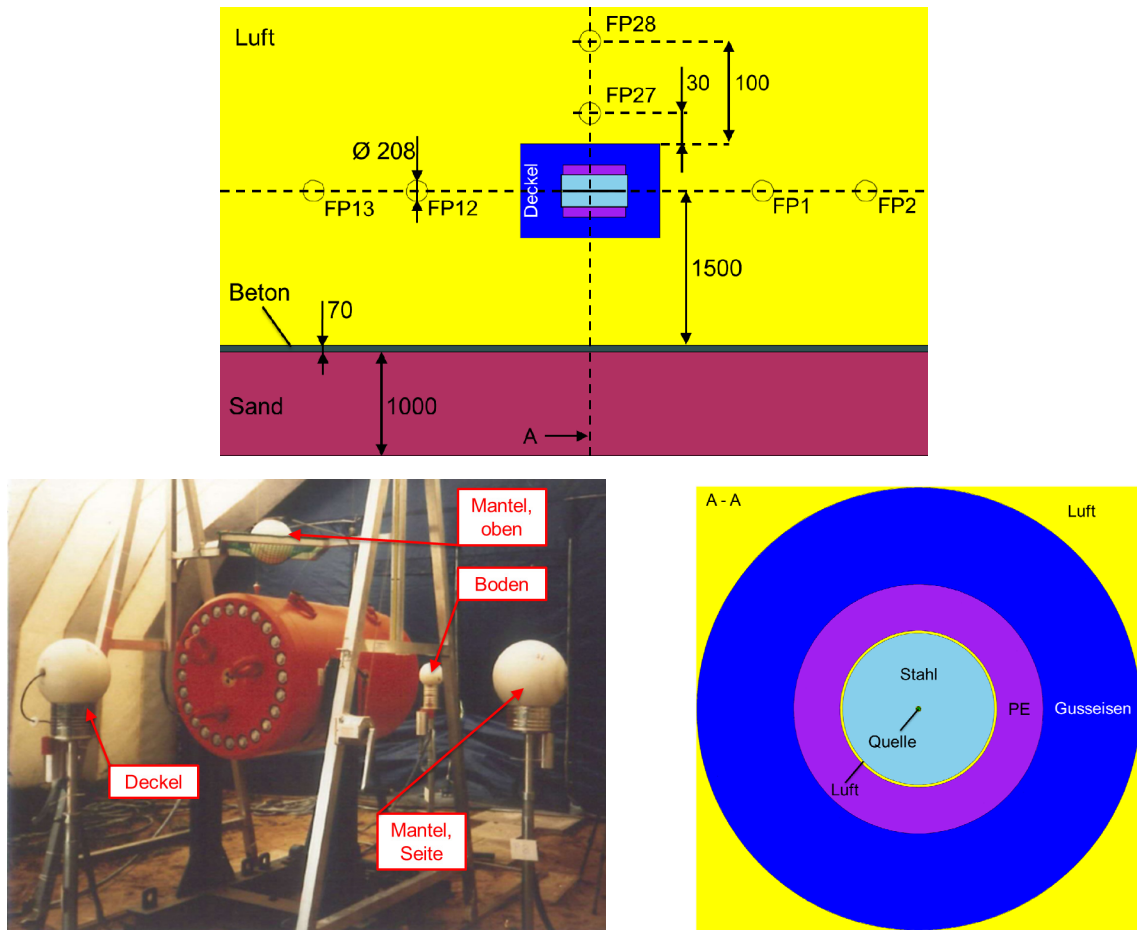


Abb. 2: Modellierung und realer Versuchsaufbau in der AHE-Versuchsstrecke mit BK unter Tage.



**Abb. 3: Realer Versuchsaufbau (links) auf dem Gelände der PTB über Tage mit BK an verschiedenen Positionen und Modellierung (rechts und oben).**

Die im Bergwerk vorliegenden Salzarten werden im Modell der Transportstrecke und des BGR-Versuchsfeldes variiert. Es zeigt sich ein Unterschied in den berechneten Neutronendosisleistungen von bis zu  $\pm 10\%$ , der aber keinerlei Auswirkung auf die Vereinbarkeit von Mess- und Rechenwert hat.

Die Variation des Feuchtegehaltes im polyhalitischen Übergangssalz, das mit 0,6 Gew.-% bereits den größten Wasseranteil enthält, um  $-50\%$  bis  $+100\%$  des Ausgangswertes ergab eine maximale Änderung der Neutronendosisleistung von  $(+4/-5)\%$  des Ausgangswertes, an den Aufpunkten, die vernachlässigbar und mit maximal  $4\ \mu\text{Sv/h}$  nicht messbar sind. Die nominale Feuchtigkeitsannahme ist folglich robust und kann bei der Berechnung verwendet werden.

Im Modell wird der Tunnelquerschnitt approximiert abgebildet. Möglich wäre auch eine Modellierung gerader Wände. Hierzu wird ein Vergleichsmodell am Beispiel der AHE-Versuchsstrecke erstellt. Der Unterschied zeigt sich in nominal bis zu  $(7\pm 2)\%$  höheren Werten im Vergleich der rechnerischen Neutronendosisleistungen am an der Tunnelwand befindlichen Aufpunkt (Abb. 2, AP23). 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 Rückstreuungseffekt wird folglich erhöht. Die Abweichungen in den anderen Aufpunkten sind statistisch nicht signifikant. Alle Abweichungen zum Messwert liegen für die untersuchten Tunnelformen an allen Aufpunkten im Unsicherheitsband der Messung. Die Wandform zeigt sich nur im seitlichen wandnahen Detektor (AP23) als sensitive Größe.

Die modellspezifischen Variationen bezüglich Materialien und Geometrie werden in MAVRIC nicht wiederholt, da die physikalischen Zusammenhänge übertragbar sind.

## 4.2 Modellabsicherung in MAVRIC

In MAVRIC können Wirkungsquerschnitte entsprechend ENDF/B-VI oder ENDF/B-VII verwendet werden. In MCNP™ werden alle Berechnungen mit ENDF/B-VI-Querschnitten ausgeführt, da die im für das Programm aufbereitete Form der Bibliothek für den Großteil aller verwendeten Elemente Querschnitte bereitstellt. Zur Vergleichbarkeit wird am Beispiel des PTB Freigeländes und der AHE-Versuchsstrecke derselbe Berechnungsfall mit beiden Bibliotheken berechnet. Bei Nutzung der ENDF/B-VI Bibliotheken ergeben sich bis zu  $(-8\pm 4)$  % geringere Neutronenflüsse als bei Verwendung der ENDF/B-VII Bibliothek über Tage. In der Versuchsstrecke ist keine Abweichung erkennbar. Die Photonенflüsse sind im Rahmen der statistischen Genauigkeit vereinbar. In den weiteren Berechnungen werden die ENDF/B-VII-Querschnitte verwendet, da sie aktueller sind.

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. Sowohl im Experiment über als auch unter Tage führt dies zu keiner signifikanten Änderung der Dosisleistung im Rahmen der statistischen Unsicherheit an den betrachteten Aufpunkten. Deshalb muss diese Aufbereitung bei der Nachrechnung nicht erfolgen.

## 5. Exemplarische Berechnungen für zwei Konfigurationen

Basis für den Messwert-Rechenwert-Vergleich sind die Messungen durch das Bonner Kugel Spektrometer (BK) mit einer relativen Unsicherheit bei der Bestimmung der Neutronendosisleistung von 15 % (rel.) und das HANDI-Messsystem für die Photonendosisleistung mit einer Unsicherheit von 25 % (rel.). Es werden jeweils die gemessenen (M) und berechneten Dosisleistungen (DL) inklusive ihrer relativen Unsicherheiten ( $r_{DL}$ ) tabellarisch zusammengefasst dargestellt. Zusätzlich wird die jeweilige Abweichung  $\Delta$  zum Messwert berechnet nach:

$$\Delta = \frac{DL}{M} - 1,$$

und mit der Unsicherheit:

$$\sigma_{\Delta} = \left( \frac{1}{DL} \right) \cdot \sqrt{(r_{DL} \cdot DL)^2 + \left( \frac{DL}{M} \right)^2 \cdot (r_M \cdot M)^2}$$

ausgewiesen. Tab. 1 bis Tab. 3 fassen die Ergebnisse zusammen. Die Neutronen-DL wurden auf Grundlage der Interpretation der ICRP 60 nach Leuthold, Mares und Schraube /5/ und über die ICRP 21 Konversionsfunktionen /6/ 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 (ANSI 77) /2/ und ICRP 21 ausgewertet. In Tab. 2 fällt auf, dass derselbe Messwert beiden Standards zugeordnet ist. Dies liegt daran, dass zwar dokumentiert wurde welche Konversionen für die Messungen der Gammadosisleistungen zur Verfügung standen, jedoch nicht welches Messgerät welchen Standard erfüllt. Die Detektorbezeichnungen entsprechen denen in Abb. 3.

Betrachtet man Tab. 1, so ist zu erkennen, dass in MCNP™ Messwert und Rechenwert im Rahmen der einfachen Standardunsicherheit übereinstimmen. Im Programmvergleich erkennt man, dass MAVRIC eine im Mittel 15 % bis 20 % geringere DL errechnet und so die Messwerte systematisch unterschätzt. Im Fluss liegt diese Differenz bei ca. 10 % bis 15 %.

Um herauszufinden, ob diese Abweichung auf die physikalische Betrachtung in MAVRIC zurückzuführen ist (begrenzte Teilchenlebensgeschichten, Energiegruppenstruktur), wird ein Vergleichsmodell in MCNP™ mit analoger gruppenabhängiger Startwahrscheinlichkeit der Neutronen aufgesetzt und die hinterlegten physikalischen Modelle auf den in MAVRIC betrachteten Bereich eingeschränkt. Es zeigt sich, dass auch hier die Abweichung der Neutronenflüsse im zuvor für MCNP beobachteten Bereich von im Mittel  $(11\pm 2)$  % liegt. Daraus resultiert, dass die Abweichung zumindest nicht aus der physikalischen Betrachtung stammt, sondern aus einer grundsätzlichen Differenz der Programme.

Bei der Betrachtung der Gammadosisleistung (Tab. 2) ist zu erkennen, dass die gemessene DL deutlich höher ist als die berechnete. Dieser Sachverhalt ist auf die Messmethodik zurückzuführen. Alle verwendeten Detektoren messen nicht nur die einfallenden Photonen, sondern auch durch Neutronen erzeugte Photonen im Detektionsvolumen. Aus strahlenschutztechnischer Sicht können die Messwerte zur Personendosimetrie verwendet werden, da sie konservativ sind. Im Benchmark können sie aber keine Anwendung finden. Im programminternen Vergleich zeigt sich, dass MAVRIC, analog zu den Neutronen, eine niedrigere Photonendosisleistung berechnet als MCNP™. Dies ist nicht erstaunlich, da es sich im Experiment ausschließlich um sekundär erzeugte Photonen handelt.

In Tab. 3 zeigt sich, dass beide Programme unter Tage die Tendenz zur Unterschätzung der gemessenen Dosisleistung haben. Der berechnete Beitrag aus der Streustrahlung ist insgesamt zu niedrig. Dies ist daran zu erkennen, dass im Modell über Tage, bei dem der Direktstrahlungsbeitrag dominant ist, alle berechneten DL mit den gemessenen DL im Rahmen einer Standardabweichung ( $\sigma_{\Delta}$ ) übereinstimmen. Im Modell unter Tage dagegen trifft das nur für den Bodendetektor zu, der mit 74 % der detektierten DL den höchsten Direktstrahlungsbeitrag hat. Die übrigen Aufpunkte zeigen mit einem Streustrahlungsanteil von ca. 50 % eine Vereinbarkeit im Rahmen von  $2 \cdot \sigma_{\Delta}$ . Eine Unterschätzung aufgrund einer nicht adäquaten Modellierung des Tunnelquerschnitts kann ausgeschlossen bzw. als nicht ausschlaggebend bewertet werden, da sich wie in Abschnitt 4.1 gezeigt lediglich die DL des Detektors „Mantel, Seite“ um bis zu +7 % erhöhen würde, wohingegen die Detektoren „Mantel, oben“ und „Deckel“ immer noch dieselbe leichte Unterschätzung aufweisen würden.

Die systematische Unterschätzung in MAVRIC ist analog zum Experiment über Tage erkennbar. Aufgrund der Rückstreuung steigert sich diese jedoch im Vergleich zu MCNP™ auf ca. 20 % in DL und Fluss. In einem analog zum Versuch über Tage aufgesetzten Vergleichsmodell in MCNP™ zeigt sich wiederum, dass dieses Verhalten wiederum auf methodische Unterschiede zurückzuführen ist.

Neutronen		Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von BK			
Detektorposition	ICRP/ICRU	Bonner Kugel Spektrometer (BK)		MCNP™ 5.1.6		Scale 6.1.1		MCNP™ 5.1.6		Scale 6.1.1	
		M	$r_M$	DL	$r_{DL}$	DL	$r_{DL}$	$\Delta$	$\sigma_{\Delta}$	$\Delta$	$\sigma_{\Delta}$
1 m Mantel, oben	21	26,11	15%	22,98	2%	19,36	3%	-12%	13%	-26%	11%
	60	45,87	15%	40,54	2%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>	-12%	13%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>
1 m Boden	21	47,87	15%	53,85	1%	46,37	5%	12%	17%	-3%	15%
	60	86,37	15%	96,62	1%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>	12%	17%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>
1 m Deckel	21	26,51	15%	23,31	1%	19,03	3%	-12%	13%	-28%	11%
	60	48,72	15%	42,12	1%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>	-14%	13%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>
1 m Mantel, Seite	21	24,02	15%	24,80	2%	22,06	2%	3%	16%	-8%	14%
	60	42,13	15%	43,65	1%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>	4%	16%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>

<sup>1)</sup>Nicht berechnet

**Tab. 1: Messwert-Rechenwert-Vergleich für MAVRIC und MCNP™ am Beispiel der Messungen über Tage für Neutronen.**

Photonen		Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von HANDI			
Detektorposition	ICRP/ICRU	HANDI		MCNP™ 5.1.6		Scale 6.1.1		MCNP™ 5.1.6		Scale 6.1.1	
		M	$r_M$	DL	$r_{DL}$	DL	$r_{DL}$	$\Delta$	$\sigma_{\Delta}$	$\Delta$	$\sigma_{\Delta}$
1 m Mantel, oben	21	0,62	25%	0,36	2%	0,29	11%	-42%	15%	-53%	13%
	ANSI 77	0,62	25%	0,39	2%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>	-37%	16%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>
1 m Boden	21	0,56	25%	0,19	4%	0,08	80%	-67%	8%	-86%	11%
	ANSI 77	0,56	25%	0,20	4%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>	-64%	9%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>
1 m Deckel	21	0,39	25%	0,11	5%	0,15	24%	-72%	7%	-61%	14%
	ANSI 77	0,39	25%	0,12	5%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>	-70%	8%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>
1 m Mantel, Seite	21	0,62	25%	0,37	2%	0,31	12%	-40%	15%	-51%	14%
	ANSI 77	0,62	25%	0,40	2%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>	-35%	16%	.. <sup>1)</sup>	.. <sup>1)</sup>

<sup>1)</sup>Nicht berechnet

**Tab. 2: Messwert-Rechenwert-Vergleich für MAVRIC und MCNP™ am Beispiel der Messungen über Tage für Photonen.**

Neutronen		Dosisleistung, $\mu\text{Sv/h}$						Abweichung von BK			
Detektor- position	ICRP/ ICRU	Bonner Kugel Spektrometer (BK)		MCNP™ 5.1.6		Scale 6.1.1		MCNP™ 5.1.6		Scale 6.1.1	
		M	$r_M$	DL	$r_{DL}$	DL	$r_{DL}$	$\Delta$	$\sigma_\Delta$	$\Delta$	$\sigma_\Delta$
1 m Mantel, oben	21	38,49	15%	33,16	1%	28,15	2%	-14%	13%	-27%	11%
	60	67,44	15%	58,35	1%	– <sup>1)</sup>	– <sup>1)</sup>	-13%	13%	– <sup>1)</sup>	– <sup>1)</sup>
1 m Boden	21	63,2	15%	60,79	1%	50,30	3%	-4%	14%	-20%	12%
	60	111,32	15%	108,72	1%	– <sup>1)</sup>	– <sup>1)</sup>	-2%	15%	– <sup>1)</sup>	– <sup>1)</sup>
1 m Deckel	21	38,55	15%	30,79	1%	23,54	2%	-20%	12%	-39%	9%
	60	68,33	15%	55,17	1%	– <sup>1)</sup>	– <sup>1)</sup>	-19%	12%	– <sup>1)</sup>	– <sup>1)</sup>
1 m Mantel, Seite	21	41,32	15%	34,26	1%	27,24	2%	-17%	12%	-34%	10%
	60	72,29	15%	60,49	1%	– <sup>1)</sup>	– <sup>1)</sup>	-16%	13%	– <sup>1)</sup>	– <sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> Nicht berechnet

**Tab. 3: Messwert-Rechenwert-Vergleich für MAVRIC und MCNP™ am Beispiel der Messungen unter Tage für Neutronen.**

## 6. Zusammenfassende Bewertung

Die Abweichung der Rechen- von den Messwerten für die Messungen über Tage, die repräsentativ für Messungen bei der Behälterbeladung sind, liegt für MCNP™ innerhalb der einfachen Unsicherheit, die in jedem Experiment durch das Messverfahren dominiert wird. Unter Einbeziehung der am Salz gestreuten Neutronen tendiert MCNP™ zur leichten Unterschätzung in den Nominalwerten, bleibt aber innerhalb der zweifachen Standardabweichung kompatibel mit den Messwerten. Dieser Genauigkeitsgrad wird mit MAVRIC nicht erreicht.

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 15 % (rel.). Bei der Auswertung sollte man sich jedoch auf die Neutronendosisleistung konzentrieren, da die Photonendosisleistung messtechnisch nicht ohne Beiträge durch Neutronen bestimmbar ist und so der vom Rechenprogramm ausgegebene reine Photonenbeitrag nicht vergleichbar ist.

- /1/ K. D. Closs  
Active handling experiment with neutron sources (AHE), Final Report  
Forschungszentrum Karlsruhe (FZK)  
European Commission, nuclear science and technology, EUR 17124 EN, 1996
- /2/ X-5 MONTE CARLO TEAM  
MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code,  
Version 5 - Volume I: Overview and Theory  
LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, revised 2/2008 (2008).
- /3/ SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized  
Computer Analyses for Licensing Evaluation  
ORNL/TM-2005/39, Version 6.1.1, Juni 2011
- /4/ D. E. Cullen  
Sampling ENDL Watt Fission Spectra  
University of California, LLNL, Livermore, April 2004
- /5/ G. Leuthold, V. Mares, H. Schraube  
Calculation of the Neutron Ambient Dose Equivalent on the Basis of the ICRP revised Quality  
Factors  
Radiation Protection Dosimetry Vol. 40 No. 2 pp.77-84, Nuclear Technology Publishing, 1992
- /6/ International Commission on Radiological Protection, Publication 21  
Data for Protection against Ionizing Radiation from External Sources:  
Supplement to ICRP Publication 15, Oxford, Pergamon Press, 1973