

# BfS

Bundesamt  
für  
Strahlenschutz

*Fachbereich Nukleare Entsorgung und  
Transport*

---

**Messungen im Neutronen- und Gamma-  
Strahlungsfeld eines beladenen  
Castor-IIa-Behälters im Transport-  
behälterlager Gorleben und  
Vergleich der Meßergebnisse für  
Neutronen mit Monte-Carlo-Rechnungen**

*Friedrich H. Heimlich (Hrsg.)*

---

**BfS-ET-24/97**



ISSN 0949-2216  
ISBN 3-89429-820-0

**Zur Beachtung !**

BfS-Berichte sind kostenpflichtig und werden vertrieben vom

Wirtschaftsverlag NW / Verlag für neue Wissenschaft GmbH  
Postfach 10 11 10  
Bürgermeister-Smidt-Str. 74 - 76  
27568 Bremerhaven  
Telefon: 0471 945 44 - 0

**BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ**

Postfach 10 01 49  
38201 Salzgitter

Telefon: 05341/188-0  
Telefax: 05341/188-188  
T-Online: +BfS#  
Internet: <http://www.bfs.de>

**Fachbereich Nukleare Entsorgung und Transport (ET)**

Anschrift:

Bundesallee 100  
38116 Braunschweig  
Telefon: 0531/592-0  
Telefax: 0531/592-7614

Salzgitter, Januar 1997

## **Kurzreferat**

Es werden Messungen des Neutronen- und Gamma-Strahlungsfeldes eines mit abgebrannten DWR-Brennelementen beladenen CASTOR IIA-Behälters im Transportbehälterlager Gorleben präsentiert. Unter anderem wurden zwei unabhängige Bonner-Kugel-Systeme, ein flüssiger organischer Szintillator NE 213, ein gewebeäquivalentes Niederdruckproportionalzählrohr (TEPC) sowie verschiedene handelsübliche Neutronen- und Gammamonitore verwendet. Den Schwerpunkt der Ergebnisse bilden spektrale und integrale Neutronen- und Gammafluenzraten sowie Neutronen- und Photonendosisleistungen nach ICRP 21 und ICRP 60. Die Meßergebnisse für Neutronen werden mit MCNP-Rechnungen verglichen. Außerdem wird ein Vergleich handelsüblicher Neutronenmonitore vorgenommen sowie die Orts- und Abstandsabhängigkeit des Strahlungsfeldes diskutiert.

## **Abstract**

Measurements of the neutron and gamma radiation field generated by a CASTOR IIA cask loaded with spent PWR fuel elements in the interim storage facility Gorleben are presented. A variety of measuring devices was used, i.e. two different Bonner-Sphere Systems, a liquid organic scintillator NE 213, a tissue equivalent proportional counter (TEPC) and several commercially used neutron rem counters and gamma counters. Essential results are differential and integral fluence and dose rates (ICRP 21 and ICRP 60) for neutrons and gammas. The measured neutron results are compared with MCNP calculations. Additionally, the results of the neutron rem counters are compared and spatial distributions of the radiation field are discussed.

## Inhaltsverzeichnis

|  | Seite |
|--|-------|
| Zusammenfassung  | 4     |
| <b>A)</b> Neutronen- und Photonen-Äquivalentdosisleistungen in der Umgebung eines beladenen CASTOR Ila-Behälters in dem Brennelementlager Gorleben<br>PTB; A.V. Alevra, H. Klein, K. Knauf, M. Luszik-Bhadra, M. Matzke, U.J. Schrewe und J. Wittstock<br>- ohne Anlagen - | 10    |
| <b>B)</b> Neutronenspektren und Dosisleistungen an einem Transport- und Lagerbehälter CASTOR Ila im Brennelementlager Gorleben<br>BfS, ST 3.1; A. Rimpler  | 26    |
| <b>C)</b> Berechnung von Dosisleistungen und Fluenzraten für Neutronen am Transport- und Lagerbehälter CASTOR Ila im Transportbehälterlager Gorleben (TBLG)<br>TÜV; M. Schneider   | 44    |
| <b>D)</b> Orts- und Abstandsabhängigkeiten der Dosisleistung am CASTOR Ila<br>BfS, ET 3.2 und ET 3.3; F.M. Börst, C. Hannibal, F.H. Heimlich, W. Hintzen, U. Müller, C. Sachse (Firma Stoller), H. Scheib, R. Waltermann   | 64    |



**Messungen im Neutronen- und Gamma-Strahlungsfeld eines beladenen  
CASTOR IIa-Behälters im Transportbehälterlager Gorleben und Vergleich der  
Meßergebnisse für Neutronen mit Monte-Carlo-Rechnungen**

**- Zusammenfassung -**

**Friedrich H. Heimlich, BfS, ET 3.3**

Die folgenden Arbeiten werden präsentiert:

- A) *Neutronen- und Photonen-Äquivalentdosisleistungen in der Umgebung eines beladenen CASTOR IIa-Behälters in dem Brennelementlager Gorleben*  
PTB; A.V. Alevra, H. Klein, K. Knauf, M. Luszik-Bhadra, M. Matzke, U.J. Schrewe und J. Wittstock  
- ohne Anlagen -
- B) *Neutronenspektren und Dosisleistungen an einem Transport- und Lagerbehälter CASTOR IIa im Brennelementlager Gorleben*  
BfS, ST 3.1; A. Rimpler
- C) *Berechnung von Dosisleistungen und Fluenzraten für Neutronen am Transport- und Lagerbehälter CASTOR IIa im Transportbehälterlager Gorleben (TBLG)*  
TÜV; M. Schneider
- D) *Orts- und Abstandsabhängigkeiten der Dosisleistung am CASTOR IIa*  
BfS, ET 3.2 und ET 3.3; F.M. Börst, C. Hannibal, F. H. Heimlich, W. Hintzen, U. Müller, C. Sachse  
(Firma Stoller), H. Scheib, R. Waltermann

Die folgenden Punkte werden diskutiert:

1. *Die spektralen Neutronenfluenzraten (Neutronenspektren)*
2. *Die integralen Fluenzraten*
3. *Die gemessenen und berechneten Neutronendosisleistungen nach ICRP 21*
4. *Verhältnis alter und neuer Dosisgrößen*
5. *Die spektrale Photonenfluenzrate (Photonenspektrum) sowie die Photonenäquivalentdosisleistung*
6. *Vergleich handelsüblicher Neutronenmonitore (rem-counter)*
7. *Ortsabhängigkeit des Strahlungsfeldes*
8. *Abstandsabhängigkeit des Strahlungsfeldes*

Der seit langem bestehende Plan, das von einem beladenen CASTOR-Behälter erzeugte Neutronenspektrum und Gammaspektrum mit den besten zur Verfügung stehenden Meßinstrumenten zu bestimmen, wurde nach der Einlagerung eines mit neun abgebrannten Brennelementen aus dem Kernkraftwerk Philippsburg 2 beladenen CASTOR IIA-Behälters ins Transportbehälterlager Gorleben realisiert. In der Zeit vom 18. - 29.09.1995 (Personendosimeter bis 19.10.1995) wurden mit Zustimmung der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde, des Niedersächsischen Umweltministeriums (NMU) und des Betreibers, der Brennelementlager Gorleben GmbH (BLG), die Messungen von Mitarbeitern der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) sowie der Fachbereiche ST und ET des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) ausgeführt. Die parallel dazu durchgeführten Messungen des Betreibers BLG sind an anderer Stelle beschrieben. Folgende Meßsysteme kamen zum Einsatz:

- das Bonner-Kugel-"C"-System der PTB
- das Bonner-Kugel-System des BfS
- ein flüssiger organischer Szintillator NE 213
- ein gewebeäquivalentes Niederdruckproportionalzählrohr (TEPC)
- ein richtungsempfindliches System aus Personendosimetern auf einem Kugelphantom
- eine mit Stickstoff gefüllte Ionisationskammer FHT 191 N, Firma Eberline
- 2 Neutronenmonitore LB 6411, Firma EG + G/Berthold
- 1 Andersson-Braun-Counter NG 2, Firma NRC
- 2 Leake-Counter 0949, Firma Harwell Instruments,
- 1 Leake-Counter N 91, Firma Harwell-Instruments
- 1 Neutronenmonitor DINEUTRON, Firma Nardeux
- 1 Geiger-Müller-Zählrohr AD 5, Firma Automess
- 1 Dosimeter H 7907-1, Firma Halle
- 1 Handdosimeter FH 40 F2, Firma FAG.

Die Meßwerte wurden für Neutronen vom Technischen Überwachungsverein Hannover/Sachsen-Anhalt e.V. (TÜV) mit Abschirmungsberechnungen verglichen. Hierzu wurden Abbrandberechnungen mit dem Programm ORIGEN-2.1 (Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code) und Berechnungen der Neutronenfluenzraten mit dem Monte-Carlo-Programm MCNP-4A (Monte-Carlo N-Particle Transport Code System) vorgenommen.

Von den zahlreichen Ergebnissen werden im folgenden einige wichtige dargestellt:

1. **Die spektralen Neutronenfluenzraten („Neutronenspektren“)** wurden mit zwei unabhängigen Bonner-Kugel-Systemen in zwei Positionen über dem Behälterdeckel, an der Behälteroberfläche in Höhe der Mantelmitte sowie in 1 bis 5 m Abstand von der Mantelmitte bestimmt. In der Lethargiedarstellung, in der gleiche Flächen unter der Kurve gleichen Neutronenfluenzraten entsprechen, zeigt das Spektrum an der Behälteroberfläche ein Maximum bei etwa 200 keV sowie einen Abfall, der sich bis zu Energien von etwa 0,01 eV erstreckt. Mit wachsendem Abstand und mit der zunehmenden Eisenabschirmung im Deckelbereich nimmt der Anteil niederenergetischer Streuneutronen zu, das Spektrum wird „weicher“ und es bildet sich ein zweites, kleineres Maximum zwischen 0,01 und 0,1 eV heraus (PTB A, Bild 2; BfS B, Abb. 3, 4 und 5).

Die mit dem Monte-Carlo-Programm MCNP-4A berechnete Gestalt des Neutronenspektrums zeigt qualitativ eine gute Übereinstimmung mit der PTB-Messung, wobei die Rechnung auf einer feineren Energiegruppenstruktur basiert und auch zahlreiche Resonanzlinien, z.B. im Eisen oberhalb von 20 keV, wiedergibt. Bonner-Kugel-Spektrometer können dies wegen ihrer groben Energieauflösung nicht leisten (TÜV C, Abb. 3a - 3d).

2. **Die aus den Bonner-Kugel-Daten abgeleiteten integralen Neutronenfluenzraten**, d.h. die Gesamtzahl der gemessenen Neutronen pro Quadratzentimeter und Sekunde, stimmten an allen gemessenen Punkten zwischen PTB- und BfS-Messung sehr gut überein. Die größte Abweichung beträgt etwa 5 %. Diese Abweichung liegt im Rahmen der Unsicherheiten der Meßergebnisse, die mit 4 % (PTB) und 5 % (BfS) angegeben sind.

Die Rechnung überschätzt die Meßwerte an den beiden betrachteten Mantelaufpunkten um maximal 39 %, möglicherweise wegen der quadratischen Modellierung der abgerundeten Ecken des Behälters. Für den seitlichen Deckelpunkt ergibt sich im Rahmen der Unsicherheiten (4 - 5% für die Messungen, 5 % statistische Unsicherheit und bis zu 15 % systematische Unsicherheit für die Rechnungen) Übereinstimmung, für den zentralen Deckelpunkt dagegen unterschätzt die Rechnung den Meßwert um 49 %. Die Ursache liegt vermutlich in der sehr komplexen Modellierung dieses Pfades; da der Absolutwert der Fluenzrate aber um einen Faktor 20 unter dem Mantelwert liegt, wird die Übereinstimmung insgesamt als gut angesehen (TÜV C, Tab. 1).

3. **Neutronen-Dosisleistungen** lassen sich aus den Fluenzraten durch Multiplikation mit Fluenz-Dosis-Konversionsfaktoren gewinnen. Die zur Zeit gültigen Konversionsfaktoren sind 1973 in der ICRP-Publikation 21 empfohlen worden. Qualitativ gilt für die Übereinstimmung zwischen den Messungen und zwischen Messung und Rechnung das für die integralen Fluenzraten Gesagte. Für die Äquivalentdosisleistungen nach ICRP 21 ist die Übereinstimmung zwischen den Messungen besser als etwa 12 %; am Mantel überschätzt die Rechnung die Messung um maximal 66 %, am Deckel dagegen unterschätzt die Rechnung die Messung um maximal 46 %. Typische gemessene Werte sind:

An der Mantelmitte in 30 cm Abstand: 51  $\mu\text{Sv/h}$  (PTB) bzw. 52,2  $\mu\text{Sv/h}$  (BfS),  
in 2 m Abstand: 13,7  $\mu\text{Sv/h}$  bzw. 13,9  $\mu\text{Sv/h}$ ,  
am Deckel: 4,1  $\mu\text{Sv/h}$  - 4,7  $\mu\text{Sv/h}$   
(PTB A, Tab. 2; BfS B, Tab. 1; TÜV C, Tab. 1).

#### 4. Verhältnis alter und neuer Dosisgrößen

Aus der 1991 publizierte Empfehlung der ICRP (ICRP 60) ergeben sich andere Fluenz-Äquivalentdosis-Konversionsfaktoren als nach ICRP 21. Ein Vergleich der Ortsdosisleistungen nach der neuen und nach der älteren Vorschrift, nämlich der Umgebungsäquivalentdosisleistung  $H^*(10)$  nach ICRP 60 und der maximalen Äquivalentdosisleistung  $H_{\text{MADE}}$  nach ICRP 21 ergibt Faktoren zwischen 1,34 und 1,48 für die weicheren Neutronenspektren am Deckel und zwischen 1,47 und 1,51 für die härteren Spektren am Mantel (PTB A, Tab. 2; BfS B, Tab. 1). Die in der Publikation PTB-DOS-23 (Juli 1994) über neue Dosis-Meßgrößen im Strahlenschutz auf der Basis berechneter Spektren an CASTOR-Behältern abgeschätzte Zunahme der Neutronendosis um einen Faktor 1,4 bis 1,5 bei Verwendung von Konversionsfaktoren nach ICRP 60 anstelle von ICRP 21 ist somit mit den Messungen in Übereinstimmung.

Damit wird auch bestätigt, daß der Unterschied zwischen den nach ICRP 60 berechneten Ortsdosisleistungen und denen nach ICRP 21 für die am CASTOR-Brennelementbehälter auftretenden Neutronenfelder größer ist als in anderen praktisch vorkommenden Fällen. In PTB-Dos-23 sind für das Verhältnis  $H^*(10)/H_{\text{MADE}}$  Werte zwischen 1,05 und 1,15 für Neutronenquellen und zwischen 1,2 und 1,3 für Neutronenfelder im Kernreaktor und die Neutronenkomponente der kosmischen Strahlung am Boden angegeben.

Eine Abschätzung der Körperdosen auf Grundlage der gemessenen Neutronenspektren zeigt, daß auch bei einer Höherbewertung der biologischen Wirkung von Neutronenstrahlung nach ICRP 60 die Einhaltung primärer Grenzwerte für die Körperdosen gewährleistet ist, wenn abgeleitete Grenzwerte für Ortsdosisleistungen eingehalten werden (BfS B, Tab. 4).

5. Die spektrale Photonenfluenzrate (das „Photonenspektrum“) für Photonenenergien  $> 300$  keV zeigt, daß auch hochenergetische Photonen, insbesondere solche mit Energien von 6,0 und 7,6 MeV aus dem Neutroneneinfang am  $^{56}\text{Fe}$ , vorhanden sind (PTB A, Bild 4). Diese tragen bis zu 50 % zur gesamten Photonendosis bei. Typische gemessene Werte für die Photonenäquivalent-Dosisleistung sind:

An der Mantelmitte in 30 cm Abstand: 12,6  $\mu\text{Sv/h}$  (PTB) bzw. 13,6  $\mu\text{Sv/h}$  (BfS),  
in 2 m Abstand: 4,8  $\mu\text{Sv/h}$  bzw. 5,7  $\mu\text{Sv/h}$ ,  
am Deckel: 0,40  $\mu\text{Sv/h}$  - 0,70  $\mu\text{Sv/h}$   
mit einer Gesamtunsicherheit von jeweils  $\pm 20 - 25 \%$ .

Damit beträgt der Anteil der Photonendosisleistung an der Gesamtdosisleistung (nach ICRP 21 berechnet) zwischen 9 % am Deckel und 20 % - 26 % am Mantel (PTB A, Tab. 3; BfS B, Tab. 1).

6. **Handelsübliche Neutronenmonitore** (sogenannte „rem-counter“) besitzen ein Dosisansprechvermögen, welches stark von der Energie abhängt und in unbekanntem Neutronenfeldern zu Abweichungen der angezeigten von der tatsächlichen Dosisleistung führt. Das mit den Bonner-Kugel-Systemen bestimmte Neutronenspektrum wurde benutzt, um für die am CASTOR-Behälter auftretenden Neutronenfelder diese Abweichung zu bestimmen.

Das Gerät LB 6411 unterschätzt an allen Meßorten die Äquivalentdosisleistung (hier  $H^*(10)$ ) geringfügig um 10 - 20 %. Unakzeptabel groß sind sowohl die Überbewertung als auch die Abweichungen an den einzelnen Meßorten beim DINEUTRON-Gerät. Die anderen Monitore überschätzen die Dosisleistung (hier  $H_{\text{MADE}}$ ) teilweise beträchtlich. Der Bereich der relativen Äquivalentdosisanzeigen  $R_H$  für die verschiedenen Meßorte und der Mittelwert sowie die Abweichungen sind im folgenden angegeben (BfS B, Tab. 3 und PTB A, S.9 und 11):

| Meßgerät         | $R_{H\text{min}}$ | $R_{H\text{max}}$ | Mittelwert $R_H$ | Abweichung |        |
|------------------|-------------------|-------------------|------------------|------------|--------|
| LB 6411 BfS      | 0,83              | 0,93              | 0,87             | - 5 %      | + 6%   |
| LB 6411 PTB      | 0,74              | 0,94              | 0,84             | - 12 %     | + 12 % |
| NG 2             | 1,22              | 1,59              | 1,37             | - 11 %     | + 16 % |
| NM 2             | 1,03              | 1,34              | 1,14             | - 10 %     | + 18 % |
| Harwell N 91     | 1,95              | 2,71              | 2,21             | - 12 %     | + 23 % |
| Harwell 0949 BfS | 2,25              | 3,02              | 2,58             | - 13 %     | + 17 % |
| Harwell 0949 PTB | 1,95              | 2,65              | 2,15             | - 9 %      | + 23 % |
| DINEUTRON        | 2,65              | 6,83              | 4,07             | - 35 %     | + 68 % |

Ausgenommen das DINEUTRON-Gerät wäre es zweckmäßig und vertretbar, bei zukünftigen Routinemessungen an mit Brennelementen beladenen CASTOR-Behältern die angegebenen Mittelwerte als Korrekturfaktoren zu verwenden. Es sind dann in Abhängigkeit vom Meßort Abweichungen im angegebenen Bereich zu berücksichtigen. Voraussetzung für die Anwendbarkeit des Verfahrens bei anderen Exemplaren desselben Gerätetyps ist deren Anschlußkalibrierung in einem Am-Be Standardneutronenfeld.

7. Die Ortsabhängigkeit des Strahlungsfeldes wurde mit Neutronenmonitoren und Gamma-Dosimetern bestimmt. Die Radialverteilungen der Neutronendosisleistung und der Gammadosisleistung sind annähernd symmetrisch und zeigen Maxima an den Seitenmitten des „quadratischen“ Querschnittes und Minima an den abgerundeten Ecken. Dieser Verlauf wird aufgrund der Quellengeometrie und der verschiedenen effektiven Abschirmdicke erwartet (BfS D, Tab. 1 und 2, Abb. 2 und 3). Der axiale Verlauf der Neutronendosisleistung in 0° - und 180°-Richtung („von Tragzapfen zu Tragzapfen“) zeigt - wie erwartet - eine deutliche Überhöhung in der Mitte des Behälters infolge der Abbrandüberhöhung in der Mitte der Brennelemente (BfS D, Tab. 3 und 4, Abb. 4). Die Gammadosisleistung läßt in etwa 1 m Höhe ein Maximum erkennen, das durch die Aktivierung der Brennelement-Fußstücke erklärt werden kann (BfS D, Tab. 5 und Abb. 5).
8. Die Abstandsabhängigkeit des Strahlungsfeldes ist für Neutronen bis zu einem Abstand von 20 m in guter Näherung durch eine  $1/r$ -Verhalten gekennzeichnet. Um Störungen durch reflektierende Betonwände zu vermeiden, wurden diese Messungen an einem freistehenden Behälter in der Mitte der sonst leeren Halle vorgenommen (BfS D, Tab. 6 und Abb. 6). Ein ähnliches Verhalten ist auch für die Gamma-Ortsdosisleistung zu beobachten (BfS D, Tab. 7 und Abb. 7).

Braunschweig und Berlin



## Bericht

**Auftrag:** Messungen der Neutronen- und Gamma-Strahlung an einem beladenen CASTOR Ila-Behälter in Gorleben

**Auftraggeber:** Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)  
Postfach 10 01 49  
38201 Salzgitter  
BfS-Bestell-Nr.: 9250/5 (vom 07.09.1995)

**Geschäftszeichen:** PTB 7.2-9/95

**Datum der Messungen:** 18.09. - 19.10.1995

**Anzahl der Seiten:** 16

**Anzahl der Anlagen:** 5

Im Auftrag

Dr. Horst Klein  
Direktor und Professor  
Leiter der Gruppe Neutronenmetrologie

2. Fassung  
Braunschweig, den 24.05.1996



Siegel



## **Neutronen- und Photonen-Äquivalentdosisleistungen in der Umgebung eines beladenen CASTOR IIA-Behälters in dem Brennelementlager Gorleben**

A.V. Alevra, H. Klein, K. Knauf, M. Luszik-Bhadra,  
M. Matzke, U.J. Schrewe und J. Wittstock

### **Einleitung**

Im April 1995 wurde der erste mit abgebrannten Brennelementen gefüllte CASTOR IIA-Behälter aus dem Kernkraftwerk Phillipsburg zur Zwischenlagerung in das Brennelement-Lager Gorleben (BLG) gebracht. Damit ergab sich die einmalige Gelegenheit, das Strahlungsfeld in der Umgebung dieses Behälters ohne Störung durch andere Strahlungsquellen zu untersuchen. Anfang September 1995 beauftragte das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) die Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB), in Gorleben umfangreiche Messungen durchzuführen und im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für die Zwischenlagerung ein Gutachten über die spektrale Fluenz der Neutronen und Photonen in der Umgebung des CASTOR-Behälters zu erstellen. Die Messungen wurden in der Zeit vom 18. - 29.09.1995 (Personendosimeter bis 19.10.1995) in Zusammenarbeit mit Mitarbeitern des Auftraggebers BfS und des Betreibers BLG durchgeführt.

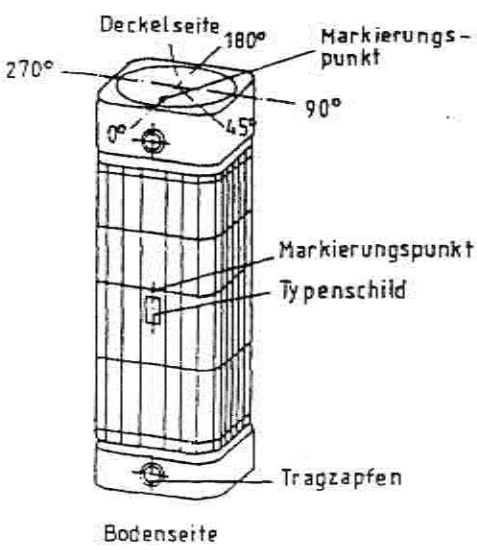
In dem nachfolgenden Bericht werden zunächst die ausgewählten Meßpositionen und die von der PTB eingesetzten Meßsysteme beschrieben. Es folgen die Zusammenstellung und der Vergleich aller Meßergebnisse und deren abschließende Bewertung.

In den als Anlagen beigefügten Laborberichten sind die verschiedenen Meßsysteme mit ihren Kalibrierverfahren und Qualitätssicherungsmaßnahmen ausführlich beschrieben und die Auswertungen aller Messungen dokumentiert.



## Meßpositionen

Maßgebend für die Auswahl der Meßpositionen um den CASTOR IIA-Behälter (Typ B, D/4167/B(u)/F-85) waren die Anforderungen im Rahmen der Genehmigungsverfahren für den Transport und die Zwischenlagerung. So sollten speziell durch die Bestimmung der spektralen Fluenz der Neutronen und Photonen die Grundlagen der Begutachtung im Genehmigungsverfahren nach § 6 Atomgesetz überprüft werden. Das Strahlungsfeld des in der Hallenmitte stehenden Behälters wurde daher in halber Höhe und in Abständen von 30 cm, 100 cm und 200 cm zur Oberfläche vermessen (Positionen HP3, HP4 und HP5 in Tab. 1). Da teilweise sehr voluminöse Detektoren eingesetzt werden mußten, konnte nicht unmittelbar an der Oberfläche gemessen werden. Zur Absicherung des Strahlenschutzes im Brennelementlager wurde auch an Positionen gemessen, an denen im Rahmen der Eingangsprüfung im Wartungsraum und der Vorbereitung für die Einlagerung längere Aufenthaltszeiten der BLG-Mitarbeiter zu erwarten sind (WP1 u. WP2). Schließlich sollte auch

|  <p><b>Bild 1:</b> Schematische Darstellung des CASTOR-Behälters mit der Definition der Orientierungen (0°, 180°).</p> | <p><b>Tabelle 1:</b> Meßpositionen in der Umgebung des stehenden CASTOR IIA-Behälters</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="text-align: left;">Position</th> <th style="text-align: left;">Beschreibung</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>WP 1</td> <td>Wartungsraum, 0° Seite, 36 cm über und 40 cm seitlich von dem Deckel</td> </tr> <tr> <td>WP 2</td> <td>Wartungsraum, 30 cm über der Mitte des Deckels</td> </tr> <tr> <td>WP 3</td> <td>Wartungsraum, 0°, 30 cm Abstand zur Oberfläche, in 310,5 cm Höhe über dem Boden (nur TEPC-System statt HP3)</td> </tr> <tr> <td>HP 3</td> <td>Lagerhalle, Stellplatz 216, 0° und 180°, 30 cm Abstand zur Oberfläche, in 310,5 cm Höhe über dem Boden</td> </tr> <tr> <td>HP 4</td> <td>dito, 100 cm Abstand</td> </tr> <tr> <td>HP 5</td> <td>dito, 200 cm Abstand</td> </tr> <tr> <td>HP 6</td> <td>dito, 500 cm Abstand</td> </tr> <tr> <td>HP 8</td> <td>Lagerhalle, Stellplatz 11, 0°, 200 cm Abstand zur Oberfläche und ca. 150 cm Abstand zur Außenwand</td> </tr> </tbody> </table> | Position | Beschreibung | WP 1 | Wartungsraum, 0° Seite, 36 cm über und 40 cm seitlich von dem Deckel | WP 2 | Wartungsraum, 30 cm über der Mitte des Deckels | WP 3 | Wartungsraum, 0°, 30 cm Abstand zur Oberfläche, in 310,5 cm Höhe über dem Boden (nur TEPC-System statt HP3) | HP 3 | Lagerhalle, Stellplatz 216, 0° und 180°, 30 cm Abstand zur Oberfläche, in 310,5 cm Höhe über dem Boden | HP 4 | dito, 100 cm Abstand | HP 5 | dito, 200 cm Abstand | HP 6 | dito, 500 cm Abstand | HP 8 | Lagerhalle, Stellplatz 11, 0°, 200 cm Abstand zur Oberfläche und ca. 150 cm Abstand zur Außenwand |
|---|--|----------|--------------|------|--|------|--|------|---|------|--|------|----------------------|------|----------------------|------|----------------------|------|---|
| Position  | Beschreibung   |          |              |      |  |      |  |      |   |      |  |      |                      |      |                      |      |                      |      |   |
| WP 1  | Wartungsraum, 0° Seite, 36 cm über und 40 cm seitlich von dem Deckel   |          |              |      |  |      |  |      |   |      |  |      |                      |      |                      |      |                      |      |   |
| WP 2  | Wartungsraum, 30 cm über der Mitte des Deckels   |          |              |      |  |      |  |      |   |      |  |      |                      |      |                      |      |                      |      |   |
| WP 3  | Wartungsraum, 0°, 30 cm Abstand zur Oberfläche, in 310,5 cm Höhe über dem Boden (nur TEPC-System statt HP3)  |          |              |      |  |      |  |      |   |      |  |      |                      |      |                      |      |                      |      |   |
| HP 3  | Lagerhalle, Stellplatz 216, 0° und 180°, 30 cm Abstand zur Oberfläche, in 310,5 cm Höhe über dem Boden   |          |              |      |  |      |  |      |   |      |  |      |                      |      |                      |      |                      |      |   |
| HP 4  | dito, 100 cm Abstand   |          |              |      |  |      |  |      |   |      |  |      |                      |      |                      |      |                      |      |   |
| HP 5  | dito, 200 cm Abstand   |          |              |      |  |      |  |      |   |      |  |      |                      |      |                      |      |                      |      |   |
| HP 6  | dito, 500 cm Abstand   |          |              |      |  |      |  |      |   |      |  |      |                      |      |                      |      |                      |      |   |
| HP 8  | Lagerhalle, Stellplatz 11, 0°, 200 cm Abstand zur Oberfläche und ca. 150 cm Abstand zur Außenwand  |          |              |      |  |      |  |      |   |      |  |      |                      |      |                      |      |                      |      |   |

der Einfluß der Rückstreuung von dem Boden (HP6) und den Außenwänden (HP8) untersucht werden (Tabelle 1).

Unter der Annahme, daß der Behälter symmetrisch beladen war, wurde bei vergleichbaren Rückstreibedingungen in der Mitte der sonst leeren Lagerhalle gleichzeitig auf gegenüberliegenden Seiten des Behälters gemessen (Seiten  $0^\circ$  und  $180^\circ$  in Bild 1).

## Meßsysteme

Um die Neutronen- und Photonen-Äquivalentdosisleistungen möglichst zuverlässig zu ermitteln, wurden verschiedene spektrometrische und dosimetrische Meßverfahren eingesetzt.

Die spektrale Neutronenfluenzrate (Neutronenflußdichte) wurde mit dem Bonner-Kugel-"C"-System der PTB (BK) bestimmt [1]. Das Spektrometer besteht aus Polyäthylen-Kugeln mit Durchmessern zwischen 7,62 cm (3") und 30,48 cm (12"), in deren Zentrum ein sphärischer  $^3\text{He}$ -Proportionalzähler bevorzugt die durch Vielfachstreuung thermalisierten Neutronen nachweist. Unter vereinfachenden Annahmen über die Neutronenquelle und deren Abschirmung kann aus 12 Meßwerten die spektrale Neutronenfluenz für den gesamten Energiebereich (thermisch bis zu einigen MeV) ermittelt werden. Die für die Entfaltung benötigten energieabhängigen Ansprechfunktionen wurden durch Anpassung von Transportrechnungen an experimentelle Kalibrierwerte bestimmt. Das relative Ansprechvermögen und die Langzeitstabilität der hier eingesetzten  $^3\text{He}$ -Detektoren werden regelmäßig in dem moderierten Feld einer Am/Be-Neutronenquelle überprüft. Metrologische Anwendungen und Vergleichsmessungen haben gezeigt, daß die integrale Neutronenfluenzrate mit einer Unsicherheit besser als  $\pm 4\%$ <sup>\*)</sup> bestimmt werden kann [2]. Die Äquivalentdosisleistung läßt sich aus der spektralen Fluenzrate durch Multiplikation mit der Fluenz-Äquivalentdosis-Konversionsfunktion für die gewünschte Dosisgröße und Integration berechnen. Für Vergleichszwecke wurden im Rahmen dieser Arbeit die Ortsdosisleistungen nach ICRP 21 ( $H_{\text{MADE}}$  [3]), ICRU 39 ( $H_{39}^*(10)$  [4, 5]) und ICRP 60 ( $H_{60}^*(10)$  [6, 7]) berechnet. Da die Konversionsfunktionen bei Neutronenenergien zwischen 10 keV und 1 MeV erheblich ansteigen, das Energie-Auflösungs-

<sup>\*)</sup> Alle Unsicherheiten werden als einfache Standardabweichung ( $1\sigma$ ) angegeben.

vermögen dieses Wenigkanal-Spektrometers begrenzt ist und die Form des Neutronenspektrums nicht durch zusätzliche Informationen, z. B. theoretische Vorhersagen, abgesichert werden konnte, kann die integrale Äquivalentdosisleistung nur mit Unsicherheiten von  $\pm 15\%$  angegeben werden [1, 2].

Ein flüssiger organischer Szintillator (NE213, Durchmesser 5,08 cm (2"), Höhe 5,08 cm (2")) wurde eingesetzt, um die spektrale Fluenzrate mit besserer Auflösung für Neutronen mit Energien größer als 1,5 MeV zu bestimmen. Da neutronen- und photoneninduzierte Ereignisse durch Impulsformanalyse getrennt wurden, konnte auch die spektrale Photonenfluenzrate mit einer unteren Schwelle von ca. 300 keV ermittelt werden. Die durch Vielkanalentfaltung aus den Impulshöhenspektren gewonnenen spektralen Photonenfluenzraten reichen jedoch nicht aus, um die gesamte Photonen-Äquivalentdosisleistung durch Multiplikation mit der Konversionsfunktion zu berechnen, erlauben aber, den Beitrag hochenergetischer Photonen ( $E_\gamma > 3$  MeV) getrennt zu diskutieren. Die für die Entfaltung benötigten Ansprechfunktionen wurden zuverlässig experimentell und durch Monte-Carlo-Simulationen ermittelt [8, 9]. Die Gruppenfluenzen für Neutronen und Photonen und die entsprechenden Dosiswerte sind mit Unsicherheiten von 8 - 10 % behaftet.

Gewebeäquivalente Niederdruckproportionalzählrohre (TEPC = tissue equivalent proportional counter) können zur Messung der Äquivalentdosis in gemischten Strahlungsfeldern verwendet werden [10]. Bei dem hier eingesetzten sphärischen TEPC (Innendurchmesser 5,69 cm, Wand 3,2 mm A-150 Plastik, 1,96 kPa gewebeäquivalentes Füllgas) verlieren die in der Wand durch Neutronen erzeugten Ionen und die durch Photonen erzeugten Elektronen im Mittel in dem Gas etwa so viel Energie wie in 2  $\mu\text{m}$  dickem Gewebe. Mit einer eingebauten  $\alpha$ -Quelle wird eine absolute Kalibrierung der Impulshöhenspektren in Einheiten der linealen Energie vorgegeben. Die Energiedosisleistung  $\dot{D}$  kann somit direkt aus dem gemessenen Energieverlustspektrum und den Detektorparametern berechnet werden. Die für den Strahlenschutz wichtige Äquivalentdosisleistung  $\dot{H}^*$  gewinnt man, indem das Energieverlustspektrum geeignet mit einem von dem linearen Energietransfer der geladenen Teilchen abhängenden Qualitätsfaktor multipliziert wird. Beide Dosisgrößen können für Photonen und Neutronen getrennt bestimmt werden. Der mittlere Qualitätsfaktor für Neutronen

$\langle Q_n \rangle$  ergibt sich als Verhältnis  $\dot{H}^* / \dot{D}$  und wird für beide ICRP-Empfehlungen der Qualitätsfaktoren angegeben ( $\langle Q_n^{21} \rangle$  für ICRP 21 [3];  $\langle Q_n^{60} \rangle$  für ICRP 60 [6]).

Alle bisher beschriebenen Meßsysteme haben ein von der Einfallrichtung der Strahlung unabhängiges Ansprechvermögen, wie es für Ortsdosisleistungsmesssysteme gefordert wird. Um Information über die Richtungsverteilung der Neutronen zu gewinnen, die z.B. für die Abschätzung der Tiefen-Personendosis  $H_p$  und der effektiven Dosis  $E$  benötigt werden [6], wurden Personendosimeter auf einem Kugelphantom (Polyäthylen, Durchmesser 30 cm) bestrahlt. Neben dem amtlichen Albedodosimeter mit Thermoluminiszenz (TLD)-Detektoren wurde das in der PTB entwickelte Personendosimeter mit CR-39-Ätzsputrdetektoren eingesetzt [11]. Eine spezielle Anordnung von Neutronenkonvertern, -absorbieren und -moderatoren ermöglicht, durch geeignete Kombination der verschiedenen Anzeigen die Personenäquivalentdosis (hier  $H(10)$  nach ICRU 39 [4, 5]) ohne spektrumsabhängige Korrektur zuverlässig zu bestimmen. Die verschiedenen Anzeigen erlauben aber auch eine grobe Spektrometrie in 2 - 3 Energieintervallen und, unter Berücksichtigung des bekannten energie- und winkelabhängigen Ansprechvermögens dieser Detektoren auf dem Phantom, die Entfaltung der Richtungsverteilung der Neutronen. Für den Vergleich mit den anderen Meßverfahren kann daraus die Ortsdosisleistung abgeleitet werden (hier die Umgebungsäquivalentdosis  $H_{39}^*(10)$  nach ICRU 39 [5]).

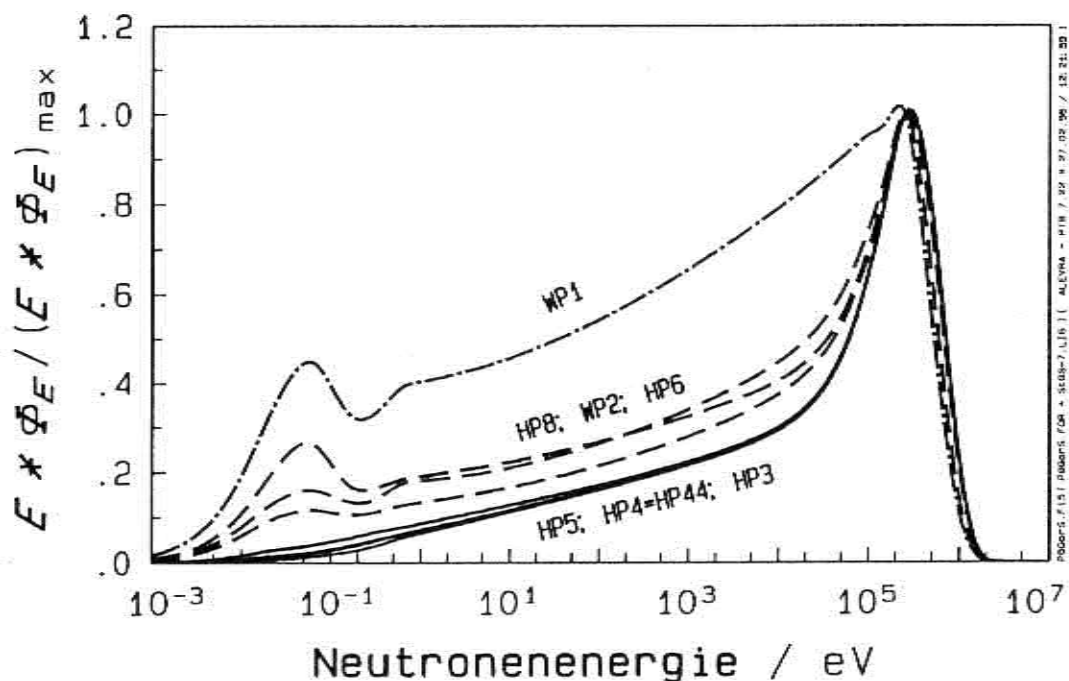
Die Neutronenäquivalentdosisleistung wurde zusätzlich mit zwei kommerziellen Meßsystemen bestimmt. Der ältere Neutronenmonitor HARWELL Mod. 0949 [12] ist für die Anzeige der maximalen Äquivalentdosis  $H_{MADE}$  nach ICRP 21 [3] ausgelegt. Dieser Detektor wird mit der Elektronik des Bonner Kugel Systems betrieben. Es liegen Kalibrierungen mit den ISO-Neutronenquellen Am/Be,  $^{252}\text{Cf}$  und  $\text{D}_2\text{O}$ -moderiertes  $^{252}\text{Cf}$  und für alle Äquivalentdosisgrößen vor. Bei dem Neutronenmonitor LB 6411 handelt es sich um eine Neuentwicklung der Fa. EG&G /Berthold. Das Dosisansprechvermögen wurde so optimiert, daß die Umgebungsäquivalentdosis nach ICRP 60 [6,7] in praxisnahen Neutronenfeldern mit Abweichungen  $< \pm 20 \%$  von den Referenzwerten angezeigt werden sollte [13]. Die werksseitig vorgegebene Kalibrierung in einem Am/Be-Neutronenfeld ( $1,40 \mu\text{Sv/h}$  für 1 Impuls/s) wurde in der PTB im Rahmen der Meßunsicherheit von  $\pm 3 \%$  bestätigt [14]. Bei dem wiederholten Betrieb mit einer Am/Be-Prüfquelle wurden aber Instabilitäten festge-

stellt [14], so daß für die Messungen in Gorleben, die ohne begleitende Messungen mit der Prüfquelle durchgeführt wurden, neben dem zählstatistischen ein zusätzlicher Beitrag zu der Unsicherheit in Höhe von  $\pm 10\%$  berücksichtigt werden muß.

Für die Bestimmung der Photonenäquivalentdosis  $H_x$  (nach DIN 6814) wurde eine mit Stickstoff gefüllte Ionisationskammer (Fa. Eberline, Modell FHT 191 N) eingesetzt. Die werksseitig vorgegebene Kalibrierung mit einer Cs-Quelle wurde in der PTB bestätigt. Die von dem Hersteller angegebene Unsicherheit ( $\pm 30\%$  für den gesamten Energiebereich von 35 keV bis 7 MeV) wurde im Rahmen einer Typprüfung von der PTB bestimmt.

## Ergebnisse

Die aus den Bonner-Kugel-Daten abgeleiteten spektralen Neutronenfluenzraten, integralen Fluenzraten und Äquivalentdosisleistungen sind in Bild 2 und Tabelle 2 zusammengestellt.



**Bild 2:** Relativ normierte spektrale Neutronenfluenz  $\phi_E$  (in der Lethargiedarstellung  $d\phi/d(\ln E)$  über  $\ln(E)$ , Maximalwert = 1), bestimmt mit dem Bonner-Kugel-Spektrometer für die in Tab. 1 definierten Meßpositionen. In Tab. 2 sind die zugehörigen integralen Fluenzraten und Ortsdosisleistungen aufgelistet.



**Tabelle 2:** Mit dem Bonner-Kugel-Spektrometer bestimmte integrale Fluenzraten  $\varphi$  und Ortsdosisleistungen  $\dot{H}$ , mittlere Konversionsfaktoren  $\langle h \rangle$  zur Charakterisierung der "Härte" der Neutronenspektren und mittlere Neutronenqualitätsfaktoren  $\langle Q_n \rangle$ .

| Position/Seite | Fluenzrate <sup>1)</sup><br>$\varphi / (\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1})$ | Ortsdosisleistung <sup>2)</sup>                        |   | mittlere Konversionsfaktoren<br>in pSv cm <sup>2</sup>      |   | $\frac{\langle h_{60}^* \rangle}{\langle h_{MADE} \rangle}$ | $\frac{\langle Q_n^{60} \rangle}{\langle Q_n^{21} \rangle}$ |
|----------------|--|--|---|---|---|---|---|
|                |  | $\dot{H}_{MADE} / (\mu\text{Sv h}^{-1})$ <sup>3)</sup> | $\dot{H}_{60}^* (10) / (\mu\text{Sv h}^{-1})$ <sup>4)</sup> | $\langle h_{MADE} \rangle = \frac{\dot{H}_{MADE}}{\varphi}$ | $\langle h_{60}^* (10) \rangle = \frac{\dot{H}_{60}^* (10)}{\varphi}$ |   |   |
| WP 1 / 180°    | 35,6   | 4,22   | 5,94  | 33,0  | 46,3  | 1,40  | 1,50  |
| WP 2           | 26,3   | 4,65   | 6,89  | 49,1  | 72,7  | 1,48  |   |
| HP 3 / 0°      | 193,9  | 51,0   | 77,1  | 73,1  | 110,4   | 1,51  | 1,53  |
| HP 4 / 0°      | 104,7  | 27,2   | 41,1  | 72,2  | 109,0   | 1,51  |   |
| HP 4 / 180°    | 98,9   | 25,5   | 38,6  | 71,7  | 108,3   | 1,51  | 1,55  |
| HP 5 / 0°      | 54,4   | 13,7   | 20,6  | 69,7  | 104,9   | 1,50  |   |
| HP 6 / 180°    | 17,7   | 3,77   | 5,62  | 59,1  | 88,1  | 1,49  |   |
| HP 8 / 0°      | 88,3   | 16,5   | 24,3  | 51,8  | 76,3  | 1,47  |   |

1) Die Unsicherheit der integralen Fluenzrate  $\Delta\varphi/\varphi$  beträgt  $\pm 4\%$  [1, 2]

2) Die Unsicherheit der integralen Ortsdosisleistung  $\Delta\dot{H}/\dot{H}$  beträgt  $\pm 15\%$  [1, 2]

3) Maximale Äquivalentdosisleistung  $\dot{H}_{MADE}$  mit Konversionsfaktoren nach ICRP 21 [3]

4) Umgebungsäquivalentdosisleistung  $\dot{H}_{60}^* (10)$  nach ICRP 60 [6] mit Konversionsfaktoren nach Siebert und Schuhmacher [7]

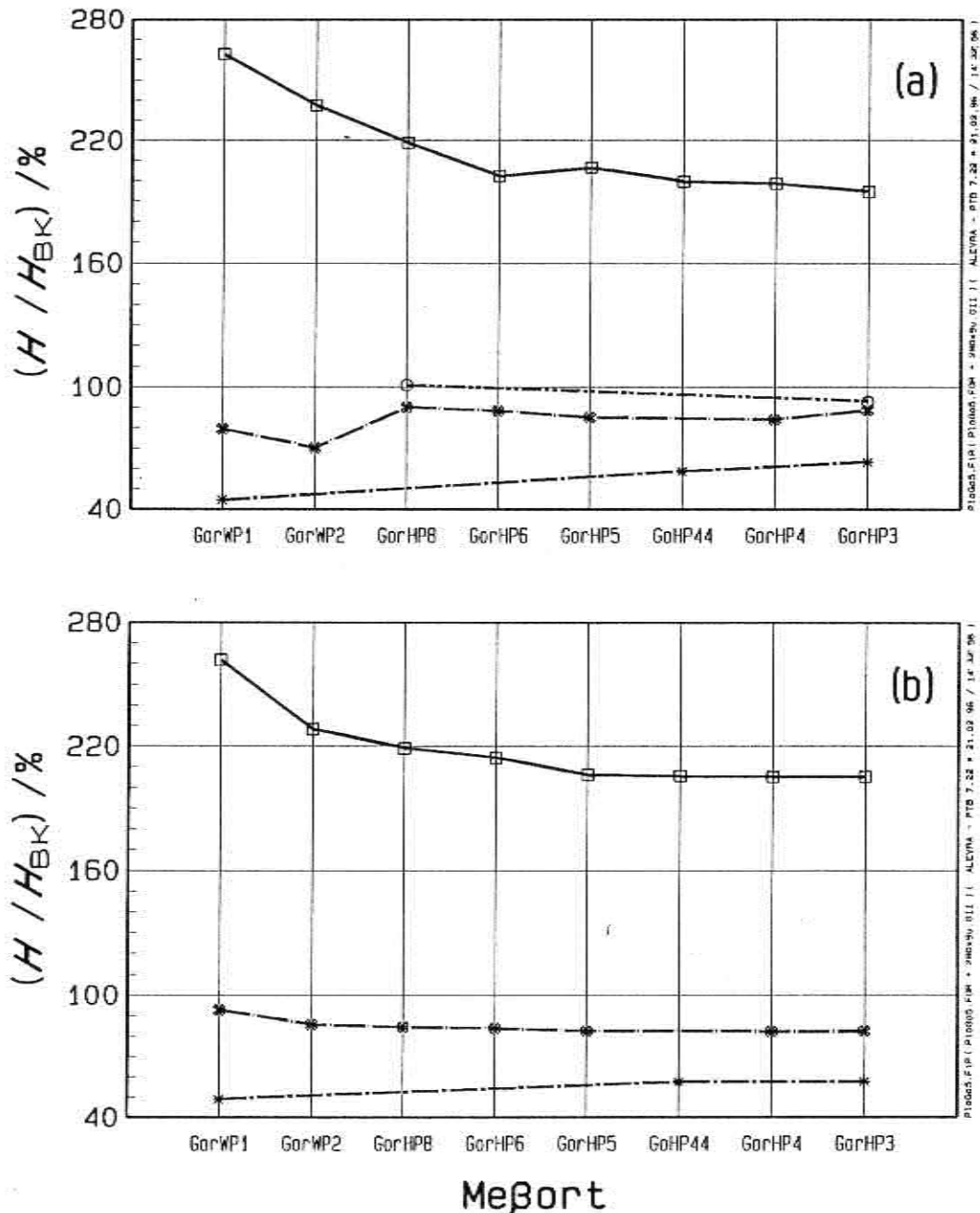
5) Mittlere Neutronenqualitätsfaktoren, bestimmt mit dem TEPC-System nach ICRP 21 ( $\langle Q_n^{21} \rangle$ ) und ICRP 60 ( $\langle Q_n^{60} \rangle$ )

Wie erwartet, ergab sich für die Meßpositionen an der Oberfläche in der Mitte des Behälters (HP3 und WP3) das Neutronenfeld mit der höchsten Dosisleistung und dem größten mittleren Konversionsfaktor, der jedoch immer noch kleiner als der Konversionsfaktor des Neutronenfeldes einer  $D_2O$ -moderierten  $^{252}Cf$ -Quelle ist. Mit wachsendem Abstand nimmt der Anteil niederenergetischer Streuneutronen zu. Neben dem zum Rand hin abfallenden Abbrandprofil der Brennelemente bewirkt die dicke Eisenabschirmung im Bereich des Deckels, daß die Neutronendosisleistung an diesen Arbeitsplätzen (WP 1, WP 2) nur unwesentlich größer ist als in 5 m seitlichem Abstand zu dem Behälter (HP 6). Die vorausgesetzte Symmetrie wurde für 1 m Abstand (HP 4,  $0^\circ$  und  $180^\circ$ ) im Rahmen der Unsicherheit der Fluenzmessung ( $\pm 4\%$ ) bestätigt. Auch die spektrale Fluenz der Neutronen ist gleich.

Für alle Meßpositionen ergibt sich eine ca. 50 % größere Äquivalentdosis, wenn die Konversionsfunktion nach ICRP 60 [7] statt ICRP 21 [3] angewandt wird ( $\langle h_{60}^* \rangle / \langle h_{MADE} \rangle$  in Tab. 2). Die gleiche Erhöhung erhält man für die mittleren Neutronenqualitätsfaktoren ( $\langle Q_n^{60} \rangle / \langle Q_n^{21} \rangle$  in Tab. 2), wenn die entsprechenden Qualitätsfaktoren auf die TEPC-Spektren angewandt werden.

Die aus den Bonner-Kugel-Messungen evaluierten Neutronenspektren und die zugehörigen Äquivalentdosisgrößen werden als Referenz für die Bewertung der übrigen dosimetrischen Meßergebnisse verwendet. Bild 3a zeigt, daß der Harwell-Neutronenmonitor die Äquivalentdosis umso stärker überschätzt, je stärker die niederenergetische Komponente des Neutronenspektrums ist. Bei einer Kalibrierung dieses Monitors in dem Neutronenfeld einer Am/Be-Quelle in der Dosisgröße  $H_{MADE}$  nach ICRP21 ergibt sich für die hier untersuchten Felder ein mittleres relatives Äquivalentdosisansprechvermögen  $R_H = 2,15 (+0,5/-0,2)^{4)}$ . Der TEPC zeigt ein entgegengesetztes Verhalten und unterschätzt bei absoluter Kalibrierung mit der  $\alpha$ -Quelle die Äquivalentdosis erheblich. Für Strahlenschutzanwendungen kann eine Kalibrierung in praxisnahen Neutronenfeldern durchgeführt werden. Entsprechende Messungen in den direkten und den Streuneutronenfeldern von Radionuklidneutronenquellen in dem Bestrahlungsbunker der PTB [14] ergaben für den hier eingesetzten TEPC ein

<sup>4)</sup> Für  $R_H$  werden anstelle der Standardabweichungen die maximalen Anweichungen angegeben.



**Bild 3:** Dosisanzeige  $H$  verschiedener Dosimeter (□ Harwell-Monitor, ⊗ Berthold-Monitor, \* TEPC-System, ○ PTB-Personendosimeter) relativ zu den Referenzwerten aus der Messung mit dem Bonner-Kugel-Spektrometer  $H_{BK}$  für die nach rechts mit steigenden mittleren Äquivalentdosis-konversionsfaktoren geordneten Meßorte:  
 a) angezeigte Werte und  
 b) aus den Ansprechfunktionen und den spektralen Neutronenfluenzraten berechnete Werte.



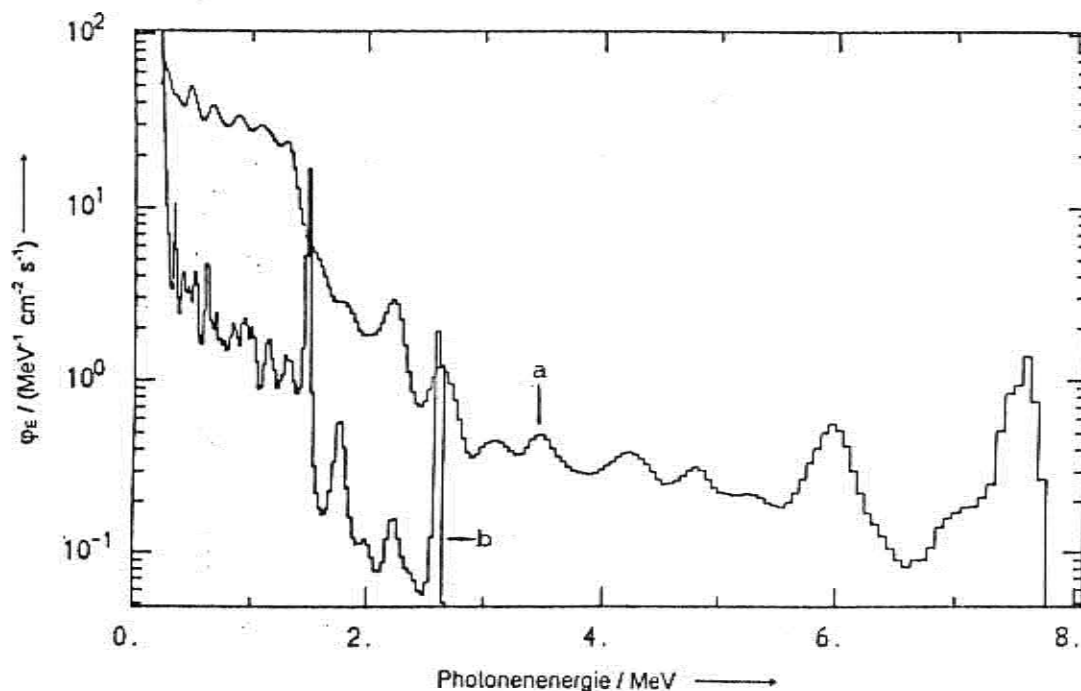
mittleres relatives Äquivalentdosisansprechvermögen von  $R_H = 0,65 \pm 0,15$ . Korrigiert man die TEPC-Anzeige für die Äquivalentdosisleistung mit dem Faktor  $(1/R_H) = 1,5 \pm 0,4$ , kann die Äquivalentdosisleistung in den hier untersuchten Feldern mit einer Unsicherheit von  $\pm 30\%$  angegeben werden. Der neuartige Neutronenmonitor LB 6411 zeigt eine zufriedenstellende Übereinstimmung bei einer leichten Unterschätzung (10 - 20 %) für alle Positionen. Die systematische Abweichung ergibt für diese (und andere in kerntechnischen Anlagen untersuchte [13]) Neutronenfelder ein mittleres relatives Äquivalentdosisansprechvermögen  $R_H = 0,84 \pm 0,1$ . Die Anzeigen sollten entsprechend korrigiert werden. Eine gute Übereinstimmung mit den BK-Daten ergibt sich für die Umgebungsäquivalentdosen, die aus den Messungen mit den PTB-Personendosimetern abgeleitet wurden. Allerdings muß berücksichtigt werden, daß bei diesem Meß- und Auswertverfahren die Dosisleistung nur mit einer Unsicherheit von  $\pm 30\%$  angegeben werden kann.

**Tabelle 3:** Photonenäquivalentdosisleistung  $\dot{H}_x$ , bestimmt mit der Ionisationskammer FHT 191 N und dem TEPC-System, und die totale Äquivalentdosisleistung  $(\dot{H}_x^{(1)} + \dot{H}_{MADE})$ .

| Position / Seite | Äquivalentdosisleistung  |   |  |
|------------------|--|---|--|
|                  | FHT 191 N <sup>1)</sup><br>$\dot{H}_x^{(1)} / (\mu\text{Sv h}^{-1})$ <sup>1)</sup> | TEPC<br>$\dot{H}_x^{(2)} / (\mu\text{Sv h}^{-1})$ | FHT 191 N und BK<br>$\dot{H}_x^{(1)} + \dot{H}_{MADE} / (\mu\text{Sv h}^{-1})$ |
| WP 1 / 180°      | 0,43   | 0,40  | 4,65   |
| WP 2 / Mitte     | 0,49   |   | 5,14   |
| HP 3 / 0°        | 12,56  | 14,53 <sup>2)</sup>                               | 63,56  |
| HP 4 / 0°        | 8,35   |   | 35,55  |
| / 180°           |  | 7,70  | 33,20  |
| HP 5 / 0°        | 4,77   |   | 18,47  |
| HP 6 / 0°        | 1,55   |   |  |
| / 180°           | 1,25   |   | 5,02   |
| HP 8 / 0°        | 5,42   |   | 21,92  |

- 1) Der werksseitig vorgegebene Kalibrierfaktor wurde in der PTB bestätigt.  
Die Unsicherheit beträgt  $\pm 25\%$  (WP 1, WP 2, HP 6) und ca.  $\pm 20\%$  sonst.
- 2) Im Wartungsraum an der Position WP3 gemessen.

Da für die Harwell- und Berthold-Neutronenmonitore sowie den TEPC das energieabhängige Äquivalentdosisansprechvermögen bekannt ist [15], konnte die Konsistenz der spektrometrischen und dosimetrischen Messungen geprüft werden, indem die Meßwerte mit den Äquivalentdosisleistungen verglichen werden, die sich durch Multiplikation der mit dem BK-Spektrometer gemessenen spektralen Fluenzraten mit dem Ansprechvermögen und Integration ergeben (Bild 3b). Messungen und Vorhersagen stimmen besser als  $\pm 10\%$  überein mit Ausnahme von zwei Messungen mit dem Berthold-Monitor (WP 1 und WP 2), bei denen der Monitor aus dem unteren Halbraum statt, wie vom Hersteller empfohlen, senkrecht zu dem zylindrischen  $^3\text{He}$ -Zählrohr bestrahlt wurde.



**Bild 4:** Spektrale Photonenfluenzrate  $\varphi_E$ , bestimmt mit dem NE213 Szintillationsspektrometer, über der Photonenenergie.  
 a) Detektor an dem Meßort HP 6  
 b) Detektor in dem Notausgang (Untergrund)

Die Bestimmung der Photonenäquivalentdosisleistung (Tabelle 3) basiert überwiegend auf den Messungen mit der Ionisationskammer FHT 191 N, da aus den mit dem NE213-Szintillator bestimmten Fluenzen nur die Dosisleistung für Photonenenergien  $> 300$  keV berechnet werden können. Die Spektren zeigen (Bild 4), daß auch hochenergetische Photonen, hier insbesondere 6 MeV und 7,6 MeV Photonen aus dem Neutroneneinfang an  $^{56}\text{Fe}$ , vorhanden sind. Diese tragen bis zu

50 % (WP2) zur gesamten Photonendosis bei. Die Anzeige der Ionisationskammer wurde jedoch wegen des um 30 % höheren Ansprechvermögens für 7 MeV Photonen im Vergleich zu der Referenzstrahlung einer  $^{137}\text{Cs}$ -Quelle (0,662 MeV) nicht korrigiert. Da das energieabhängige Neutronenansprechvermögen dieser Ionisationskammer bisher nicht bekannt ist, kann die durch die Neutronen verursachte Anzeige einer Photonendosis nur abgeschätzt werden. In einem ähnlichen Neutronenfeld [1] konnte nachgewiesen werden, daß höchstens 2 % der gemessenen Neutronenäquivalentdosis als Photonendosis angezeigt wird. Diese Korrektur wurde ebenfalls nicht durchgeführt, aber für die Anzeige der Ionisationskammer eine erhöhte Unsicherheit von  $\pm 20 - 25$  % angenommen.

Die totale Äquivalentdosisleistung wird in Tab. 3 als Summe der Photonenäquivalentdosisleistung  $H_x$  (gemessen mit der Ionisationskammer) und der maximalen Neutronenäquivalentdosisleistung  $H_{\text{MADE}}$  (abgeleitet aus den mit dem Bonner-Kugel-Spektrometer bestimmten spektralen Fluenzraten) angegeben. Die resultierende Unsicherheit beträgt  $\pm 15$  %.

## Schlußbemerkungen

Die in der Umgebung des CASTOR IIA-Behälters gemessenen spektralen Neutronenfluenzraten zeichnen sich durch kleine mittlere Konversionsfaktoren aus. Aus diesem Grunde ist die Fehlanzeige der Neutronendosis für den Harwell-Monitor und das TEPC-System besonders groß. Werden auf die Anzeigen dieser Monitore die aus dieser Feldkalibrierung resultierenden Korrekturfaktoren angewandt, so muß z.B. bei Profilmessungen beachtet werden, daß die Fehlanzeige stark mit der Härte der Neutronenspektren korreliert ist. Relativ zu den aus den Bonner-Kugel-Messungen abgeleiteten Referenzdaten ergibt sich eine gute Übereinstimmung für die Neutronen-Äquivalentdosisleistungen, die mit dem neuartigen Moderator-Detektor LB 6411 gemessen und aus den Anzeigen von auf einem Kugelphantom bestrahlten PTB-Personendosimetern evaluiert wurden.

Die Neutronenspektren und die TEPC-Messungen ergeben übereinstimmend, daß sich die Neutronenäquivalentdosisleistung um ca. 50 % erhöht, wenn die Umgebungsäquivalentdosis  $H_{60}^*(10)$  entsprechend der ICRP 60 Empfehlung an Stelle der maximalen Äquivalentdosis  $H_{\text{MADE}}$  nach der Empfehlung ICRP 21 ausgewertet wird.

Die spektralen Photonenzählraten zeigen, wie erwartet, einen Anteil hochenergetischer Photonen ( $E_\gamma \approx 7,6 \text{ MeV}$ ), der jedoch nicht so groß ist, daß die Anzeigen der hier verwendeten Ionisationskammer hätten korrigiert werden müssen. Die Photonenäquivalentdosisleistung beträgt nur ca. 25 - 35 % der Neutronenäquivalentdosisleistung. An den Positionen WP 1 und WP 2 ist der relative Anteil der Photonenäquivalentdosisleistung sogar noch geringer ( $\sim 10 \%$ ) und liegt hier in der gleichen Größenordnung wie die Photonenäquivalentdosisleistung der Untergrundstrahlung ( $\sim 100 \text{ nSv/h}$ ).

Die höchste totale Äquivalentdosisleistung ( $\dot{H}_X + \dot{H}_{MADE}$ ) wurde mit  $63,6 \mu\text{Sv/h}$  ( $\pm 15 \%$ ) in 30 cm Abstand in halber Höhe von dem Behälter gemessen. In 2 m Abstand wird mit  $18,5 \mu\text{Sv/h}$  ( $\pm 15 \%$ ) der durch die GGVS vorgegebene Grenzwert ( $100 \mu\text{Sv/h}$ ) erheblich unterschritten. Bei der Rückrechnung auf die Bedingungen während des Transportes muß jedoch noch die zeitliche Änderung der Emissionsrate der Brennelemente berücksichtigt werden.

## Literatur

- [1] Alevra, A.V.; Knauf, K.; Wittstock, J.:  
*Measurements with the Bonner Sphere Spectrometer and Various Dosimeters around a Model Storage Cask Filled with a  $^{252}\text{Cf}$  Source both Free in Air and in a Salt Mine.*  
Laborbericht PTB-7.22-1995-1, Oktober 1995
- [2] Thomas, D.J.; Chartier, J.L.; Klein, H.; Naismith, O.F.; Posny, F.; Taylor, G.C.:  
*Results of a Large Scale Neutron Spectrometry and Dosimetry Comparison Exercise at the Cadarache Moderator Assembly.*  
erscheint in Radiat. Prot. Dosim. 68 (1996)
- [3] ICRP Publication 21: *Data for Protection against Ionizing Radiation from External Sources: Supplement to ICRP Publication 15.*  
Pergamon Press, Oxford, 1973
- [4] ICRU Report 39: *Determination of Dose Equivalent Resulting from External Radiation Sources.*  
ICRU Publications, Bethesda, 1985

- [5] Wagner, S.; Großwendt, B.; Harvey, I.R.; Mill, A.J.; Selbach, H.J.; Siebert, B.R.L.:  
*Unified Conversion Functions for the New ICRU Operational Radiation Protection Quantities.*  
Radiat. Prot. Dosim. 12 (1985) 231 - 235
- [6] ICRP Publication 60: *Recommendations of the ICRP, Annals of ICRP 21*, Pergamon Press, Oxford (GB), 1991
- [7] Siebert, B.R.L., Schuhmacher, H.:  
*Quality Factors, Ambient and Personal Dose Equivalent for Neutrons, Based on the New ICRU Stopping Power Data for Protons and Alpha Particles.*  
Radiat. Prot. Dosim. 58 (1995) 177 - 183
- [8] Büermann, L.; Ding, S.; Guldbakke, S.; Klein, H.; Novotny, T.; Tichy, M.:  
*Response of NE213 Liquid Scintillation Detectors to High-Energy Photons ( $E_\gamma > 3 \text{ MeV}$ ).*  
Nucl. Instrum. Meth. A332 (1993) 483 - 492
- [9] Guldbakke, S.; Klein, H.; Meister, A.; Pulpan, J.; Scheler, U.; Tichy, M.; Unholzer, S.:  
*Response Matrices of NE213 Scintillation Detectors for Neutrons.*  
Reactor Dosimetry ASTM STP 1228, H. Farrar IV, E.P. Lippincott, J.G. Williams and D.W. Vehar, Eds. American Society for Testing and Materials, Philadelphia, (1994) 280 - 289
- [10] Menzel, H.G.; Paretzke, H.G.; Booz, J. (Eds):  
*Proceedings of a Workshop on: Implementation of Dose-Equivalent Meters Based on Microdosimetric Techniques in Radiation Protection.*  
Radiat. Prot. Dosim 29 (1989)
- [11] Luszik-Bhadra, M.; Alberts, W.G.; Matzke, M.; Wittstock, J.:  
*Messungen mit Personendosimetern in der Umgebung eines Modells eines beladenen Endlagerbehälters.*  
Laborbericht PTB-7.32,1995-2, Braunschweig, 1995
- [12] Datenblatt, AEA Technology, Harwell, UK
- [13] Burgkhardt, B.; Fieg, G.; Klett, A.; Plewnia, A.; Siebert, B.R.L.:  
*The Neutron Fluence and  $H^*(10)$  Response of the New LB 6411 Remcounter.*  
erscheint in Radiat. Prot. Dosim. 68 (1996)
- [14] Kluge, H.: private Mitteilung
- [15] Naismith, O.F.; Siebert, B.R.L.:  
*A Database of Neutron Spectra, Instrument Response Functions, and Dosimetric Conversion Factors for Radiation Protection Applications.*  
erscheint in Radiat. Prot. Dosim. 68 (1996)

## Anlagen

- A. Protokolle zu den Messungen am CASTOR IIA-Behälter in Gorleben (J. Wittstock)
- B. Measurements with the PTB Bonner Sphere Spectrometer and Various Dosimeters Around a Loaded CASTOR IIA Cask Placed at Different Locations in the Intermediate Depot Gorleben. (A.V. Alevra, K. Knauf, J. Wittstock)
- C. Messungen der Äquivalentdosisleistung mit einem TEPC in der Umgebung eines beladenen CASTOR IIA-Behälters (U.J. Schrewe)
- D. Messungen mit Personendosimetern auf einem Kugelphantom in der Umgebung eines beladenen CASTOR IIA-Behälters (M. Luszik-Bhadra, M. Matzke)
- E. Messungen mit einem NE213-Szintillationsspektrometer in der Umgebung eines beladenen CASTOR IIA-Behälters im Zwischenlager Gorleben (K. Knauf, J. Wittstock)



# Neutronenspektren und Dosisleistungen an einem Transport- und Lagerbehälter Castor Ia im Brennelementlager Gorleben

A. Rimpler, Bundesamt für Strahlenschutz, Fachbereich ST

## Einleitung

Für den Transport und die Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente aus Kernkraftwerken stehen verschiedene Behälter vom Typ B(U) zur Verfügung, insbesondere die der Castor-Familie. Im Jahre 1995 wurde der erste Castor Ia Behälter, gefüllt mit 9 Brennelementen aus dem KKW Phillipsburg, in das Transportbehälterlager Gorleben transportiert. Die Einlagerung des Castor in Gorleben wurde von der Öffentlichkeit mit großer Aufmerksamkeit wahrgenommen. Bei den in diesem Zusammenhang geführten Diskussionen standen Neutronenexpositionen im Mittelpunkt des Interesses, da sie an derartigen Behältern meist die dominierende Komponente des Strahlenfeldes darstellen. Die Ursache hierfür sind die im Brennstoff während des Reaktorbetriebes erbrüteten Transurane, insbesondere die Neutronenemission durch das Nuklid  $^{244}\text{Cm}$ , welches ca. 95 % der Neutronen emittiert. Neutronen aus  $(\alpha, n)$ -Reaktionen und die Spontanspaltung des  $^{242}\text{Cm}$  liefern nur bei niedrig abgebranntem Brennstoff wesentliche Beiträge [1]. Die Größe der Neutronenkomponente und das Verhältnis von Neutronen- und Gammadosisleistung ist stark abhängig von der Vorgeschichte des Brennstoffes, insbesondere vom Abbrand (in  $\text{GWd}/t_{\text{SM}}$ ) und von der Abklingzeit im KKW.

Von Mitarbeitern der Fachbereiche ST und ET des BfS wurden umfangreiche Untersuchungen des Strahlenfeldes am Castor durchgeführt. Die Messungen hatten zum Ziel:

- die Neutronen- und Gammadosisleistung und das Neutronenspektrum an einer Reihe von Meßpunkten in der Umgebung des Behälters mit großer Genauigkeit zu bestimmen,
- den Einfluß neuer internationaler Empfehlungen zu den operativen Meßgrößen (Umgebungsäquivalentdosis  $H^*(10)$  nach ICRU 39) und zur radiologischen Bewertung von Neutronen (Strahlungswichtungsfaktoren nach ICRP 60) auf die Ortsdosisleistung in realen Strahlenfeldern an Brennelemente-Transportbehältern zu bestimmen,
- systematische Meßunsicherheiten von Gebrauchsmeßgeräten für die Neutronendosisleistung zu ermitteln und Empfehlungen für geeignete Routinemeßverfahren abzuleiten.

## Untersuchungsgegenstand und Meßbedingungen

Der näherungsweise quaderförmige Castor-Behälter besitzt bei einer Höhe von ca. 6 m und einer Kantenlänge von ca. 2,0 m in der Lagerversion eine Gesamtmasse von etwa 121 t. Der Grundkörper des Castor besteht aus Gußeisen (GGG 40) und hat in radialer Richtung eine Wanddicke von etwa 44 cm. Zur Verbesserung der Abschirmung von Neutronenstrahlung sind im Deckelbereich zwischen Primär- und Sekundärdeckel und am Boden des Behälters Moderatorplatten angeordnet. Der Containermantel enthält zudem zwei versetzt angeordnete Reihen axialer, mit Polyäthylen gefüllte Bohrungen. Die Außenoberfläche ist mit axial angeordneten Kühlrippen versehen.

Alle Messungen wurden an dem auf der Bodenplatte stehenden Behälter durchgeführt. Die Lage der Meßpunkte und deren Abstände zur Oberfläche sind in Abb. 1 dargestellt.

Die Untersuchungen im Deckelbereich erfolgten im Wartungsraum des BLG. Die Auswahl der entsprechenden Meßpunkte (WP1 und WP2) erfolgte unter Berücksichtigung möglicher Expositionen des Lagerpersonals bei Vorbereitungsarbeiten für die Einlagerung des Behälters.

Die höchsten Werte der Dosisleistung waren in Höhe des maximalen Abbrandes der Brennelemente zu erwarten, d.h. bei 3,10 m über dem Behälterboden. In der Mitte der Lagerhalle (Stellplatz 216) wurden in dieser Höhe am freistehenden Container auf der 0°-Achse in radialer Richtung Messungen in Abständen von 0,3 m, 1 m, 2 m und 5 m von der Oberfläche durchgeführt (Meßpunkte HP3 bis HP6). Zusätzlich erfolgte eine Messung am bestimmungsgemäßen Lagerort in der Hallenecke (Stellplatz 11) in 2 m Entfernung vom Behältermantel (HP8). Infolge Rückstreuung von den nahen Betonwänden war hier - im Vergleich zum entsprechenden Meßort in der Hallenmitte (HP5) - eine größere Ortsdosisleistung zu erwarten.

Von besonderem Interesse bezüglich der im Genehmigungsverfahren betrachteten Auslegungsgrenzwerte und von Dosisleistungslimits gemäß den geltenden Transportvorschriften /2, 3/ waren die Dosisleistungen in 2 m Abstand und an der Oberfläche. Aus meßtechnischen Gründen - insbesondere bedingt durch die Abmessungen der Neutronendosimeter - sind Messungen direkt an der Behälteroberfläche nicht möglich. Daher wurde ein Abstand von 0,3 m gewählt (WP2, HP3).

## Meßtechnik

Die Neutronen-Ortsdosisleistungen wurden mit folgenden kommerziellen Neutronenmonitoren, sogenannten 'Rem-Countern' gemessen:

1. **LB 6411**, EG&G/Berthold (D)
  - Kugelmoderator mit  $^3\text{He}$ /Methan-Zählrohr, 8,5 kg
2. **NG 2** ('Snoopy'), Nuclear Technology Inc. (USA);
  - *Andersson-Braun*-Typ, zylindr. Moderator und  $\text{BF}_3$ -Zählrohr, 11,5 kg
3. **NM 2**, Nuclear Enterprises Ltd. (GB);
  - *Andersson-Braun*-Typ, zylindr. Moderator und  $\text{BF}_3$ -Zählrohr, 11,5 kg
4. **N 91**, Harwell Instruments (GB)
  - *Leake*-Typ, sphärischer Moderator und  $^3\text{He}$ -Zählrohr, 6,6 kg
5. **0949**, Harwell Instruments (GB)
  - *Leake*-Typ, sphärischer Moderator und  $^3\text{He}$ -Zählrohr, 6 kg
6. **DINEUTRON**, Nardeux (F)
  - Neutronenmonitor mit 2 sphärischen Moderatoren und  $^3\text{He}$ -Zählrohren, 3,5 kg

Neutronenmonitore vom *Andersson-Braun*- und *Leake*-Typ sind seit mehr als 20 Jahren für Routinemessungen im Einsatz und werden von verschiedenen Herstellern angeboten. Ihr energetisches Ansprechvermögen ist relativ gut bekannt /4, 5/. Das Gerät LB 6411 ist dagegen erst seit ca. einem Jahr auf dem Markt. Verglichen mit herkömmlichen 'Rem-Countern' besitzt es eine etwas höhere Empfindlichkeit bei verbessertem energetischen Ansprechvermögen /6/. Das relative Äquivalentdosis-Ansprechvermögen der drei genannten Gerätetypen ist in Abb. 2 dargestellt. Hieraus läßt sich die Größe möglicher Meßfehler für monoenergetische Neutronen



leicht abschätzen. Die Monitore sind mit Ausnahme des LB 6411 vom Hersteller für die Meßgröße 'maximale Äquivalentdosis'  $H_{\text{Made}}$  nach ICRP 21 /7/ und für  $^{241}\text{Am}$ -Be-Neutronen (mittlere Energie ca. 4,5 MeV) kalibriert. Das Gerät LB 6411 ist ebenfalls an Am-Be, aber bereits für die neue Größe 'Umgebungsäquivalentdosis'  $H^*(10)$  nach ICRU 39 und ICRP 60 /8, 9/ kalibriert. Die Größen  $H^*(10)$  und  $H_{\text{Made}}$  unterscheiden sich für das Am-Be-Spektrum lediglich um 5 %. Die Kalibrierung wurde für die Geräte N 91, 0949, NG 2 und LB 6411 nach den Messungen am Castor im Am-Be Standardfeld der PTB wiederholt. Hierbei ergaben sich für das LB 6411 und das NG 2 nur geringe Abweichungen (< 3 %) zu den Herstellerangaben, für die Harwell-Monitore jedoch Unterschiede von 23 % (N 91) bzw. 53 % (0949). - In Abb. 2 ist die Kalibrierung insoweit berücksichtigt, daß Normierungsfaktoren verwendet wurden, die ein relatives Ansprechvermögen von  $\approx 1$  im Energiebereich von ca. 1,5 bis 5 MeV ergeben.

Das DINEUTRON läßt sich wegen seines geringen Gewichtes von allen Geräten am besten handhaben. Leider ist seine Energieabgängigkeit nicht zufriedenstellend, was in manchen Neutronenspektren große systematische Meßunsicherheiten bedingt. Bei früheren Messungen an einem Castor-ähnlichen Transportbehälter (C 30 / KB 54) wurden Dosisüberschätzungen bis zum Faktor 5 gefunden /10/. Das Dosis-Ansprechvermögen in Abhängigkeit von der Neutronenenergie wird vom Hersteller nur für bestimmte Energien bzw. Spektren angegeben und ist für den gesamten interessierenden Energiebereich nicht bekannt.

Für die Messung von Gammadosisleistungen wurde ein Ortsdosimeter mit Geiger-Müller Zählrohr (AD 5, Fa. Automess) verwendet.

Als Referenzmeßgerät zur Bestimmung von Neutronenspektren und Äquivalentdosisleistungen kam das Mehrkugelspektrometer des BfS (Bonner-Spektrometer /11/) zum Einsatz. Dieses besteht aus einem sphärischen  $^3\text{He}$ -Proportionalzählrohr (Typ SP 90, Centronic, UK), 5 Polyäthylen-Moderatorkugeln (Durchmesser 7,8 bis 30,5 cm, Dichte 0,95 g/cm<sup>3</sup>) und einem tragbaren Vielkanalanalysator (Typ Canberra S10) mit externem Vorverstärker. Bei der Zählratenmessung werden die Einflüsse des elektronischen Rauschens und von Gammastrahlung auf das Impulshöhenspektrum eliminiert. Für das spektrale Fluenz-Ansprechvermögen des Meßsystems wurde die mit einer Genauigkeit von  $\leq 4\%$  berechnete und experimentell verifizierte Ansprechfunktion eines vergleichbaren Bonner-Spektrometers ('C' System der PTB) zugrundegelegt /12/. Zur Anpassung dieser Responsematrix an die individuelle Empfindlichkeit der verwendeten Detektor-Moderatorkombinationen wurden Anschlußkalibrierungen in den  $^{252}\text{Cf}$ - und  $^{241}\text{Am}$ -Be Referenzneutronenfeldern der PTB durchgeführt. Während der Untersuchungen am Castor IIa erfolgten mehrfach Kontrollmessungen mit einer  $^{241}\text{Am}$ -Be Quelle, um eine gleichbleibende Detektorempfindlichkeit sicherzustellen.

Aus den gemessenen Zählraten des nackten bzw. im Zentrum der Moderatoren befindlichen  $^3\text{He}$ -Detektors lassen sich bereits unmittelbar nach Beendigung einer Meßserie mit Hilfe eines iterativen Entfaltungsverfahren auf der Grundlage des SAND II Codes /13/ die gesuchten Neutronenspektren näherungsweise bestimmen. Die verwendete vergleichsweise geringe Anzahl von nur 15 Energiegruppen im Energiebereich von  $10^{-2}$  eV bis 20 MeV hat sich bewährt und gestattet die Bestimmung integraler Größen mit einer für Zwecke des Strahlenschutzes ausreichenden Genauigkeit. Diese wird auf ca.  $\pm 5\%$  für die Neutronenfluenz bzw.  $\pm 15\%$  für die Neutronendosis geschätzt. Die Entfaltung der sechs Zählraten pro Meßpunkt in ein Energiespektrum erfordert zusätzliche Annahmen in Form von *a priori* Spektren. Im vorliegenden Fall wurde ein vom TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V. mittels des Transportcodes ANISN berechnetes Neutronenspektrum benutzt /14/. Eine ausführlichere Beschreibung des Entfaltungsverfahrens wird in /10/ gegeben.

Die Neutronendosisleistung  $\dot{H}$  wurde aus der spektralen Flußdichte  $\varphi_E(E)$  durch numerische Integration über die 15 Energieintervalle  $i$  bestimmt:

$$\dot{H} = \sum_{i=1}^{15} h_{\Phi}(E_i) \varphi_E(E_i) \cdot \Delta E_i$$

Dabei sind  $h_{\Phi}(E_i)$  die mittleren Fluenz-Äquivalentdosis-Konversionsfaktoren im  $i$ -ten Energieintervall für die Umgebungsäquivalentdosis  $H^*(10)$  nach /15/ bzw. für die maximale Äquivalentdosis  $H_{M\ddot{a}de}$  nach /7/.

## Meßergebnisse und Diskussion

### Neutronenspektren und integrale Größen

Die in der oben beschriebenen Weise gemessenen und entfalteten Neutronenspektren werden in der Form  $E \cdot d\varphi/dE$ , d.h. als spektrale Energieflußdichte pro Lethargieintervall dargestellt und wurden zum Zwecke des Vergleichs auf die totale Flußdichte (Abb. 3) bzw. auf die maximale Gruppenflußdichte (Abb. 4 und 5) normiert.

Abb. 3 zeigt ein gemessenes Spektrum am Behälterdeckel im Wartungsraum (WP2) im Vergleich zum Spektrum in 30 cm Abstand vom Mantel des in der Hallenmitte befindlichen Containers (HP3). Die erkennbaren Unterschiede in der Energieverteilung lassen sich durch die im Deckelbereich größere Eisendicke erklären. Der Einfluß unterschiedlicher Eisendicken tritt noch deutlicher beim Vergleich der Neutronen- und Gamma-Dosisleistungen zutage (vgl. Tab. 1). Der größere relative Anteil thermischer und intermediärer Neutronen im Wartungsraum ist durch Rückstreuung von den nahen Wänden bedingt.

Die in der Hallenmitte ausgeführten Messungen zeigen eine signifikante Erhöhung des Anteiles intermediärer und thermischer Neutronen mit zunehmendem Abstand vom Behälter (Abb. 4). Hauptursache hierfür ist die Streuung im Beton des Hallenbodens.

Noch deutlicher wird der Einfluß von Streueffekten beim Vergleich der Spektren in 2 m Abstand an den Meßpunkten in der Hallenmitte und Hallenecke (HP5 und HP8, Abb. 5). Durch Streuung an den benachbarten Wänden, Pfeilern und Unterzügen in der Hallenecke erhöht sich die Neutronendosis um etwa 20 % gegenüber den streuarmeren Verhältnissen in der Hallenmitte.

In Tab.1 sind die mittels Bonner-Spektrometer ermittelten Referenzwerte der Neutronendosisleistung und -flußdichte sowie die Gammadosisleistungen an allen untersuchten Meßpunkten zusammengefaßt.

Aus den Meßwerten für die Dosisleistung an den Aufpunkten HP4 bis HP6 läßt sich erkennen, daß Neutronen- und Gamma-Dosisleistungen im Nahbereich des Castor (1 bis 5 m Abstand) annähernd linear mit dem Abstand abnehmen.

Weiterhin wird in Tab. 1 das Verhältnis der neuen und alten Meßgröße für die Ortsdosis  $H^*(10) / H_{M\ddot{a}de}$  angegeben. Die vorgesehene Einführung der neuen Meßgröße  $H^*(10)$  in Verbindung mit den geänderten Strahlungswichtungsfaktoren nach ICRP 60 ist also mit Erhöhungen der Dosismeßwerte um bis zu 50 % verbunden.

Aus dem Verhältnis  $H_{\text{Made}} / H_{\text{Gamma}}$  wird deutlich, daß der Neutronenanteil an der Gesamtexposition stark vom Meßort abhängt. Dieser ist im Deckelbereich am höchsten und erreicht in größeren Abständen einen nahezu konstanten Wert von etwa 70 %.

Die Anteile von Flußdichte und Dosisleistung ( $H_{\text{Made}}$ ) in vier verschiedenen Energiebereichen sind Tab. 2 zu entnehmen. Demnach werden ca. 50 % bis 80 % der Dosis von Neutronen mit Energien zwischen 0,1 und 1,4 MeV verursacht.

### Anzeige von Neutronenmonitoren

Herkömmliche kommerzielle Neutronenmonitore besitzen ein energetisches Dosis-Ansprechvermögen, welches in unbekanntem Neutronenspektren zu Abweichungen ihrer Anzeige von der tatsächlichen Dosisleistung und in praktisch vorkommenden Spektren meist zu Überschätzungen führt. Die Unterschiede sind vom Gerätetyp abhängig und werden um so größer, je mehr das Spektrum unter praktischen Meßbedingungen von dem zu ihrer Kalibrierung verwendeten Neutronenfeld abweicht. Bei den Castor-Messungen macht sich dieser Effekt z. T. erheblich bemerkbar.

In Tab. 3. sind die mit den o. g. 'Rem-Countern' gemessenen Dosisleistungen für alle Meßpunkte zusammengefaßt und den spektrometrisch bestimmten Referenzwerten gegenübergestellt. Mit Ausnahme der Geräte NM 2 und DINEUTRON wurden die Meßwerte entsprechend den im Am-Be Standardfeld der PTB erhaltenen Kalibrierfaktoren korrigiert. Beim NM 2 und DINEUTRON, für die keine aktuelle Kalibrierungen vorgenommen wurden, beruhen die angegebenen Meßwerte auf der Kalibrierung des Herstellers mit Am-Be. Beim LB 6411 erfolgte ebenfalls eine Korrektur der Ablesewerte, da der Kalibrierung dieses Geräteexemplares seitens des Herstellers die Fluenz-Dosis-Konversionsfaktoren  $h_{\phi}(E)$  für  $H^*(10)$  nach /16/ zugrunde liegen, die Referenzdosis aber mit neueren Konversionsfunktionen nach /15/ berechnet wurde. (Die für das Spektrum von Am-Be gemittelten Konversionsfaktoren beider Autoren unterscheiden sich um den Faktor 1,14 /17/.)

Zusätzlich zur gemessenen Anzeige der verschiedenen Ortsdosimeter wurde deren zu erwartende Anzeige  $H_{\text{ber}}^{\text{OD}}$  näherungsweise berechnet (Tab. 3, Rechnung). Dies erfordert Kenntnisse über das Neutronenspektrum und das Fluenz-Ansprechvermögen  $R_{\phi}(E)$  der Geräte. Hierzu wurden zunächst Mittelwerte des Fluenz-Ansprechvermögens  $R_{\phi,i}$  für die bei der Entfaltung des Spektrums verwendeten 15 Energiegruppen und das Äquivalentdosis-Ansprechvermögen  $R_{H,i} = C \cdot R_{\phi,i} / h_{\phi,i}$ ,  $i = 1 \dots 15$ , bestimmt. Dabei ist C ein gerätespezifischer Normierungsfaktor, der die Kalibrierung der 'Rem-Counter' mit Am-Be Quellen berücksichtigt (d. h.  $R_H \approx 1$  für Energien von ca. 1,5 bis 5 MeV, vgl. Abb. 2). Beim LB 6411 wurden die Angaben zum spektralen Ansprechvermögen nach /6/ benutzt. Für die beiden Geräte vom *Andersson-Braun*-Typ bzw. *Leake*-Typ wurde jeweils nur eine Ansprechfunktion nach /5/ verwendet. Diese sind nur für die Geräte NG 2 bzw. Harwell 0949 angegeben. Wesentliche Unterschiede in der Energieabhängigkeit bezüglich der anderen Ausführungen des gleichen Gerätetyps sind jedoch weder zu erwarten noch bekannt. Im Falle des DINEUTRON konnten keine Rechnungen erfolgen, da entsprechende Angaben zum Ansprechvermögen fehlen.

Ist  $\Phi_i$  die aus den Mehrkugelmessungen bekannte Gruppenfluenz, so ergibt sich die berechnete Dosimeteranzeige somit aus:

$$H_{\text{ber}}^{\text{OD}} = C \cdot \sum_{i=1}^{15} R_{\phi,i} \cdot \Phi_i$$

Die in Tab. 3 angegebenen relativen Dosisanzeigen, deren Mittelwerte und Standardabweichungen für die sieben Meßorte können für eine Bewertung der Geräte hinsichtlich ihrer

systematischen Fehler und deren Abhängigkeit von meßortspezifischen spektralen Änderungen herangezogen werden.

Zur besseren Übersicht sind in Abb. 6 die relativen Anzeigen der 'Rem-Counter' (ohne DINEUTRON) graphisch dargestellt. Die Meßpunkte wurden nach der Größe  $h_D = H_{Made}/\Phi$  als Maß für die 'Härte' des Spektrums geordnet. Wie ersichtlich, stimmen die gemessenen und berechneten Dosimeteranzeigen - ausgenommen diejenigen für den *Leake-Counter* 0949 - innerhalb von etwa  $\pm 20\%$  überein, was angesichts der zahlreichen die Messungen und Rechnungen beeinflussenden Unsicherheiten zufriedenstellend ist. Beim LB 6411 treten die geringsten Abweichungen zwischen Meß- und Rechenwerten auf. Dies ist einerseits auf die gute Kenntnis seines Ansprechvermögens aufgrund modernster Monte-Carlo-Rechnungen zurückzuführen und spricht andererseits für die Konsistenz zwischen Messungen und Berechnungen insgesamt. Auch die gemessenen Dosisleistungen an allen Meßpunkten unterscheiden sich für das LB 6411 von den Referenzwerten (hier  $H^*(10)$ ) nur wenig und ergeben im Mittel um 13 % zu niedrige Werte. Dagegen überschätzen die andere Geräte die Dosis ( hier  $H_{Made}$ ) teilweise beträchtlich. Inakzeptabel groß sind sowohl die Überbewertung als auch deren Varianz an den einzelnen Meßorten beim DINEUTRON. Es muß daher als ungeeignet für die hier diskutierten Meßaufgaben betrachtet werden.

Für die anderen Monitore wäre es zweckmäßig und vertretbar, bei zukünftigen Routinemessungen an Behältern des Typs Castor IIa die in Tab. 3 angegebenen Mittelwerte der gemessenen relativen Dosisanzeige im Sinne einer *in situ* Kalibrierung als Korrekturfaktoren zu verwenden. Damit lassen sich unnötige Über- oder (beim LB 6411) Unterbewertungen der Neutronenexposition an Transportbehältern vermeiden. Bei den *Andersson-Braun-Countern* könnte die leichte Überschätzung in der Praxis ggf. akzeptiert und auf eine Korrektur verzichtet werden. Sie ist etwa von der gleichen Größe wie die Erhöhung der Ortsdosis bei Verwendung der neuen Meßgröße  $H^*(10)$  anstelle von  $H_{Made}$ . Bei den Monitoren vom *Leake*-Typ sind sowohl die mittlere Abweichungen zwischen Meß- und Referenzwerten der Dosisleistung, als auch die Streuung der relativen Anzeigen an der verschiedenen Meßpositionen erheblich größer als beim LB 6411 und den beiden *Andersson-Braun-Countern*. Es erscheint daher bedenklich, *Leake-Counter* für Routinemessungen an Castor-Behältern einzusetzen.

Die Anwendung von Korrekturfaktoren für die Anzeige bestimmter Meßgeräte setzt jedoch grundsätzlich voraus, daß zunächst eine Anschlußkalibrierung in einem Standard-Neutronenfeld vorzunehmen ist. Das trifft auch auf verschiedene Exemplare desselben Gerätetyps zu, um exemplarspezifische Unterschiede der Absolutempfindlichkeit einzelner Geräte zu berücksichtigen.

### Verhältnis von Meßgrößen und Körperdosen

Wenngleich es im allgemeinen nicht Aufgabe der Ortsdosimetrie ist, Körperdosen zu bestimmen und die Einhaltung primärer Grenzwerte - z. B. gemäß § 44 und § 49 StrlSchV - zu kontrollieren, so lassen sich doch bei bekanntem Neutronenspektrum und Annahmen über die Richtung des Strahleneinfalls Abschätzungen von Körperdosen durchführen.

Die Umsetzung der Empfehlungen von ICRU und ICRP hat nicht nur Änderungen der operativen Dosismeßgrößen ( $H^*(10)$  anstatt  $H_{Made}$ , s.o.) zur Folge, sondern auch Konsequenzen für die Definition von Körperdosen. Anstelle der 'effektiven Äquivalentdosis'  $H_E$  nach ICRP 26 /18/ wurde in ICRP 60 /9/ die 'effektive Dosis'  $E$  als zu limitierende Körperdosis festgelegt. Die Berechnung von  $H_E$  und  $E$  erfolgte analog zur Bestimmung der Ortsdosen  $H_{Made}$  und  $H^*(10)$  bzw. Dosisleistungen durch numerische Integration der gemessenen



Neutronenspektren mit den Fluenz-Dosis-Konversionsfaktoren für diese Größen. Die Konversionsfaktoren für  $H_E$  sind in ICRP 51 /19/ tabelliert, diejenigen für  $E$  wurden dem Entwurf für eine Novellierung dieser Empfehlung entnommen /20/. Die so erhaltenen Resultate für die Verhältnisse von Orts- und Körperdosen sind in Tab. 4 zusammengestellt.

Die bislang vorhandene beträchtliche Konservativität zwischen Meßgröße  $H_{Made}$  und Körperdosis  $H_E$  verringert sich beim Übergang auf die neuen Größen  $H^*(10)$  und  $E$  zwar deutlich, doch selbst im ungünstigsten Falle des frontalen Strahlungseinfalls (A-P) überschätzt die neue Ortsdosisgröße  $H^*(10)$  die zu limitierende effektive Dosis  $E$  immer noch um durchschnittlich 50 %. Berücksichtigt man, daß unter praktischen Expositionsbedingungen infolge Bewegung der Personen meist Kombinationen von frontalem und rotations-symmetrischem (ROT) Strahlungseinfall auftreten, beträgt die Überschätzung mehr als 50 %.

Das in der letzten Spalte von Tab. 4 angegebenen Verhältnis  $H_{Made}/E$  liegt für A-P Einfall an allen Meßpositionen nahe bei 1. Folglich ergibt die Anzeige herkömmlicher, für  $H_{Made}$  kalibrierter Rem-counter einen Meßwert, der entsprechend den Angaben in Tab. 3 die effektive Dosis  $E$  bei frontaler Bestrahlung meist überschätzt oder bei Korrektur in der oben beschriebenen Weise (S. 6, 3. Absatz) eine gute Näherung für diese ist.

## Zusammenfassung

Erstmals wurden an einem beladenen Transport- und Lagerbehälter des Typs Castor IIa umfangreiche spektrometrische und dosimetrische Messungen durchgeführt. Diese erfolgten an sieben für den praktischen und administrativen Strahlenschutz relevanten Positionen.

Die Neutronenspektren wurden mittels eines Mehrkugelmoderator-Spektrometers näherungsweise bestimmt und daraus Referenzwerte für die Neutronen-Ortsdosisleistung und andere integrale dosimetrische Parameter berechnet. Diese Daten erlauben eine Bewertung der für den Behälter durchgeführten Auslegungsrechnungen sowie von bereits vorhandenen Meßergebnissen, die im Zusammenhang mit der Einlagerung des Castor IIa erhalten wurden.

Parallel dazu erfolgten vergleichende Messungen mit fünf verschiedenen kommerziellen Monitoren. Die gefundenen systematischen Abweichungen der gemessenen Dosisleistungen zu den Referenzwerten entsprachen den Erwartungen aufgrund des energetischen Ansprechvermögens und erlauben Aussagen zur Eignung dieser Geräte für Routinemessungen an Transport- und Lagerbehältern für Kernbrennstoffe. Im Ergebnis der Feldkalibrierung lassen sich Empfehlungen zu Korrekturfaktoren für die Anzeige dieser Geräte ableiten. Bei zukünftigen Messungen an anderen Castor-Behältern können damit die Meßunsicherheiten bei der Bestimmung der Neutronenexposition verringert werden.

Eine Abschätzung von Körperdosen auf Grundlage der gemessenen Neutronenspektren zeigt, daß auch bei einer Höherbewertung der biologischen Wirkung von Neutronenstrahlung nach ICRP 60 die Einhaltung primärer Grenzwerte für die Körperdosen gewährleistet ist, wenn abgeleitete Grenzwerte für Ortsdosisleistungen eingehalten werden.

## Literatur

1. P.M. Rinard et al., *Calculated neutron source spectra from selected irradiated PWR fuel assemblies* Report LA-9125-MS, Los Alamos, 1981
2. IAEA Safety Series No. 6, *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*, Vienna, 1990.
3. GGVE (Gefahrgutverordnung Eisenbahn) vom 22. Juli 1985 (BGBl. I Nr. 40 S. 1560) in der Fassung vom 15.12.1995 (BGBl. I S. 1852).
4. M. Cosack, H. Lesiecki, *Dose Equivalent Survey Meters*, Radiat. Prot. Dosim. **10**(1-4), pp.111-119, 1985.
5. IAEA Technical Reports Series No. 318, *Compendium of Neutron Spectra and Detector Response Functions for Radiation Protection Purposes*, Vienna, 1990.
6. Bedienungsanleitung zur Neutronensonde LB 6411, 1. Ausgabe, Dezember 1995.
7. ICRP Publication No.21, *Data for Protection against Ionizing Radiation from External Sources*, Pergamon Press, Oxford, 1973.
8. ICRU Report No. 39, *Determination of Dose Equivalent Resulting from External Radiation Sources*, ICRU Publications, Bethesda, 1985.
9. ICRP Publication No.60, *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, Pergamon Press, Oxford, 1991.
10. F.-M. Börst, A. Rimpler, *Strahlungsmessungen an einem Transportbehälter für die Beförderung abgebrannter Brennelemente*, Report BfS, ET-15/92, November 1992.
11. R.L. Bramblett, R.I. Ewing and T.W. Bonner, *A New Type of Neutron Spectrometer*, Nucl. Instrum. Methods **9**, pp.1-12, 1960.
12. A.V. Alevra, K. Knauf, J. Wittstock, *Measurements with the PTB Bonner Sphere Spectrometer an Various Dosemeters Around a Model Storage Cask Filled with a 252 Cf Source both Free in Air and in a Salt Mine*, Report PTB-7.22-95-1, Braunschweig, October 1995
13. W.N. McElroy, S. Berg, T. Crockett, and R.G. Hawkins, *A Computer-Automated Iterative Methode for Neutron Flux Spectra Determination by Foil Activation*, Report AFWL-TR-67-41, Los Alamos, 1967.
14. H.W. Drottletff, persönliche Mitteilung, November 1995.
15. B.R.L. Siebert and H. Schuhmacher, *Quality Factors, Ambient and Personal Dose Equivalent for Neutrons Based on the New ICRU Stopping Power Data for Protons and Alpha Particles*, Radiat. Prot. Dosim. **58**(3), pp.177-183, 1995.
16. G. Leuthold, V. Mares, H. Schraube, *Calculation of the Neutron Ambient Dose Equivalent on the Basis of ICRP Revised Quality Factors*, Radiat. Prot. Dosim. **40**(1992), pp. 77-84, 1992.
17. A. Klett, persönliche Mitteilung, August 1995.
18. ICRP Publication No.26, *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, Pergamon Press, Oxford, 1977.
19. ICRP Publication No.51, *Data for Use in Protection Against Ionizing Radiation from External Sources*, Pergamon Press, Oxford, 1987.
20. ICRP and ICRU Joint Task Group, *Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation*, Draft Report, Lennep-Würzburg, September 1995.

Tabelle 1: Referenzwerte der Dosisleistung und Neutronenflußdichte am Castor Ila

| Meßpunkt-Nr.                              | WP 1           | WP 2        | HP 3        | HP 4 | HP 5               | HP 8              | HP 6 |
|---|----------------|-------------|-------------|------|--------------------|-------------------|------|
| Meßposition                               | Deckel         |             | Mantelmitte |      |                    |                   |      |
| Abstand (cm)                              | 36/40<br>Seite | 30<br>Mitte | 30          | 100  | 200<br>Hallenmitte | 200<br>Hallenecke | 500  |
| $H_{\text{Gamma}}$ ( $\mu\text{Sv/h}$ )   | 0,5            | 0,7         | 13,6        | 9,6  | 5,7                | 6,0               | 1,5  |
| $H^*(10)$ ( $\mu\text{Sv/h}$ )            | 5,5            | 5,6         | 78,7        | 41,3 | 20,9               | 25,0              | 5,5  |
| $H_{\text{Made}}$ ( $\mu\text{Sv/h}$ )    | 4,1            | 4,1         | 52,2        | 27,5 | 13,9               | 17,0              | 3,7  |
| $\Phi$ ( $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$ ) | 34,6           | 25,7        | 204,0       | 109  | 57,0               | 90,0              | 17,5 |
| $H^*(10) / H_{\text{Made}}$               | 1,34           | 1,37        | 1,51        | 1,50 | 1,50               | 1,47              | 1,49 |
| $H_{\text{Made}} / H_{\text{Gamma}}$      | 8,20           | 5,62        | 3,84        | 2,86 | 2,44               | 2,83              | 2,47 |

**Tabelle 2: Verteilung der Flußdichte und Äquivalentdosis am Castor IIa**

| $\Phi$ (cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> ) | WP1         | WP2         | HP3        | HP4        | HP5         | HP6         | HP8         |
|--|-------------|-------------|------------|------------|-------------|-------------|-------------|
| < 1 eV                                     | 19%         | 11%         | 2%         | 3%         | 5%          | 9%          | 16%         |
| 1 eV-100 keV                               | 69%         | 71%         | 57%        | 56%        | 56%         | 58%         | 55%         |
| 0,1-1,4 MeV                                | 12%         | 18%         | 41%        | 40%        | 39%         | 33%         | 28%         |
| > 1,4 MeV                                  | 0,2%        | 0,5%        | 0,3%       | 0,3%       | 0,3%        | 0,2%        | 0,2%        |
| <b>Total</b>                               | <b>34,6</b> | <b>25,7</b> | <b>204</b> | <b>109</b> | <b>57,0</b> | <b>17,4</b> | <b>90,0</b> |

| H <sub>Made</sub> (µSv/h) | WP1        | WP2        | HP3         | HP4         | HP5         | HP6        | HP8         |
|---------------------------|------------|------------|-------------|-------------|-------------|------------|-------------|
| < 1 eV                    | 6,6%       | 2,7%       | 0,3%        | 0,5%        | 0,8%        | 1,7%       | 3,4%        |
| 1 eV-100 keV              | 39%        | 32%        | 16%         | 16%         | 16%         | 18%        | 19%         |
| 0,1-1,4 MeV               | 52%        | 61%        | 82%         | 82%         | 81%         | 78%        | 76%         |
| > 1,4 MeV                 | 2,8%       | 4,3%       | 1,8%        | 1,8%        | 1,8%        | 1,6%       | 1,5%        |
| <b>Total</b>              | <b>4,1</b> | <b>4,1</b> | <b>52,2</b> | <b>27,5</b> | <b>13,9</b> | <b>3,7</b> | <b>17,0</b> |



Tabelle 3: Vergleich gemessener und berechneter Dosimeteranzeigen mit Referenzwerten

| Referenzwert<br>(spektrometrisch) |              | Meßpunkt Nr.  |      |      |      |       |      |      |      | mittlere relative Dosisanzeige<br>± maximale Abweichung |      |     |      |      |      |      |                 |
|-----------------------------------|--------------|---|------|------|------|-------|------|------|------|---|------|-----|------|------|------|------|-----------------|
|                                   |              | WP 1  | WP 2 | HP 3 | HP 4 | HP 5  | HP 6 | HP 8 |      |   |      |     |      |      |      |      |                 |
| H*(10) (µSv/h)                    |              | 5,5   | 5,6  | 78,7 | 41,3 | 20,9  | 5,5  | 25   |      |   |      |     |      |      |      |      |                 |
| H <sub>Made</sub> (µSv/h)         |              | 4,1   | 4,1  | 52,2 | 27,5 | 13,9  | 3,7  | 17   |      |   |      |     |      |      |      |      |                 |
| Rem-Counter                       |              | 1. Zahl: gemessene oder berechnete Rem-Counter- Anzeige (µSv/h)   |      |      |      |       |      |      |      |   |      |     |      |      |      |      |                 |
|                                   |              | 2. Zahl: relative Dosisanzeige ( Verhältnis zu H-spektrometrisch) |      |      |      |       |      |      |      |   |      |     |      |      |      |      |                 |
| LB 6411 <sup>1)</sup>             | Ablesewert   | 5,4   | 0,98 | 5,5  | 0,98 | 80,5  | 1,02 | 43,0 | 1,04 | 20,5  | 0,98 | 6,0 | 1,09 | 26,8 | 1,07 | 1,02 | + 0,07 / - 0,04 |
|                                   | korrigiert   | 4,6   | 0,83 | 4,7  | 0,83 | 68,4  | 0,87 | 36,6 | 0,88 | 17,4  | 0,83 | 5,1 | 0,93 | 22,8 | 0,91 | 0,87 | + 0,06 / - 0,04 |
|                                   | Rechnung     | 5,7   | 1,04 | 5,6  | 1,00 | 64,5  | 0,82 | 33,8 | 0,82 | 17,1  | 0,82 | 4,5 | 0,82 | 20,7 | 0,83 | 0,88 | + 0,16 / - 0,06 |
| Andersson-                        | NG 2         | 5,0   | 1,22 | 6,5  | 1,59 | 70,9  | 1,36 | 36,5 | 1,33 | 18,9  | 1,36 | 5,2 | 1,41 | 22,3 | 1,31 | 1,37 | + 0,22 / - 0,15 |
|                                   | NM 2         | 5,0   | 1,22 | 5,5  | 1,34 | 56,0  | 1,07 | 30,0 | 1,09 | 14,3  | 1,03 | 4,0 | 1,08 | 19,4 | 1,14 | 1,14 | + 0,20 / - 0,07 |
| Braun<br>Typ <sup>2)</sup>        | Rechnung     | 6,9   | 1,68 | 6,7  | 1,62 | 74,2  | 1,42 | 38,8 | 1,41 | 19,6  | 1,41 | 5,2 | 1,40 | 23,9 | 1,41 | 1,48 | + 0,20 / - 0,08 |
|                                   | Harwell N 91 | 11,1  | 2,71 | 10,6 | 2,59 | 102,0 | 1,95 | 54,5 | 1,98 | 27,1  | 1,95 | 8,2 | 2,22 | 34,9 | 2,05 | 2,21 | + 0,50 / - 0,26 |
| Leake<br>Typ <sup>2)</sup>        | Harwell 0949 | 12,4  | 3,02 | 12,0 | 2,93 | 127,5 | 2,44 | 65,2 | 2,37 | 31,3  | 2,25 | 9,2 | 2,49 |      |      | 2,58 | + 0,44 / - 0,33 |
|                                   | Rechnung     | 11,0  | 2,68 | 10,2 | 2,49 | 108,0 | 2,07 | 56,3 | 2,05 | 28,5  | 2,05 | 7,6 | 2,05 | 35,8 | 2,11 | 2,21 | + 0,47 / - 0,16 |
| Dineutron <sup>2)</sup>           |              | 28  | 6,83 | 15   | 3,66 | 210   | 4,02 | 120  | 4,36 | 56  | 4,03 | 11  | 2,97 | 45,0 | 2,65 | 4,07 | + 2,76 / - 1,42 |

1) kalibriert für H\*(10)

2) kalibriert für H<sub>Made</sub>

Tabelle 4: Verhältnis von Meßgrößen und Körperdosen am Castor Ila

| Einfall(s)richtung<br>Meßposition | $H_{\text{Made}} / H_E$ |        | $H^*(10) / E$ |       | $H_{\text{Made}} / E$ |        |
|-----------------------------------|-------------------------|--------|---------------|-------|-----------------------|--------|
|                                   | A-P                     | ROT    | A-P           | ROT   | A-P                   | ROT    |
| WP1                               | 2,54                    | 5,21   | 1,29          | 2,27  | 0,96                  | 1,69   |
| WP2                               | 2,49                    | 5,17   | 1,37          | 2,41  | 0,99                  | 1,74   |
| HP3                               | 2,49                    | 5,39   | 1,56          | 2,77  | 1,03                  | 1,84   |
| HP4                               | 2,49                    | 5,38   | 1,55          | 2,76  | 1,03                  | 1,84   |
| HP5                               | 2,49                    | 5,37   | 1,55          | 2,76  | 1,03                  | 1,84   |
| HP6                               | 2,50                    | 5,40   | 1,54          | 2,74  | 1,03                  | 1,82   |
| HP8                               | 2,51                    | 5,36   | 1,51          | 2,68  | 1,03                  | 1,82   |
| Mittelwert                        | 2,50                    | 5,33   | 1,48          | 2,63  | 1,01                  | 1,80   |
| ±SD                               | ± 0,02                  | ± 0,09 | ± 0,11        | ± 0,2 | ± 0,03                | ± 0,06 |

**Abb.1:** Schematische Darstellung der Meßorte am Castor IIa

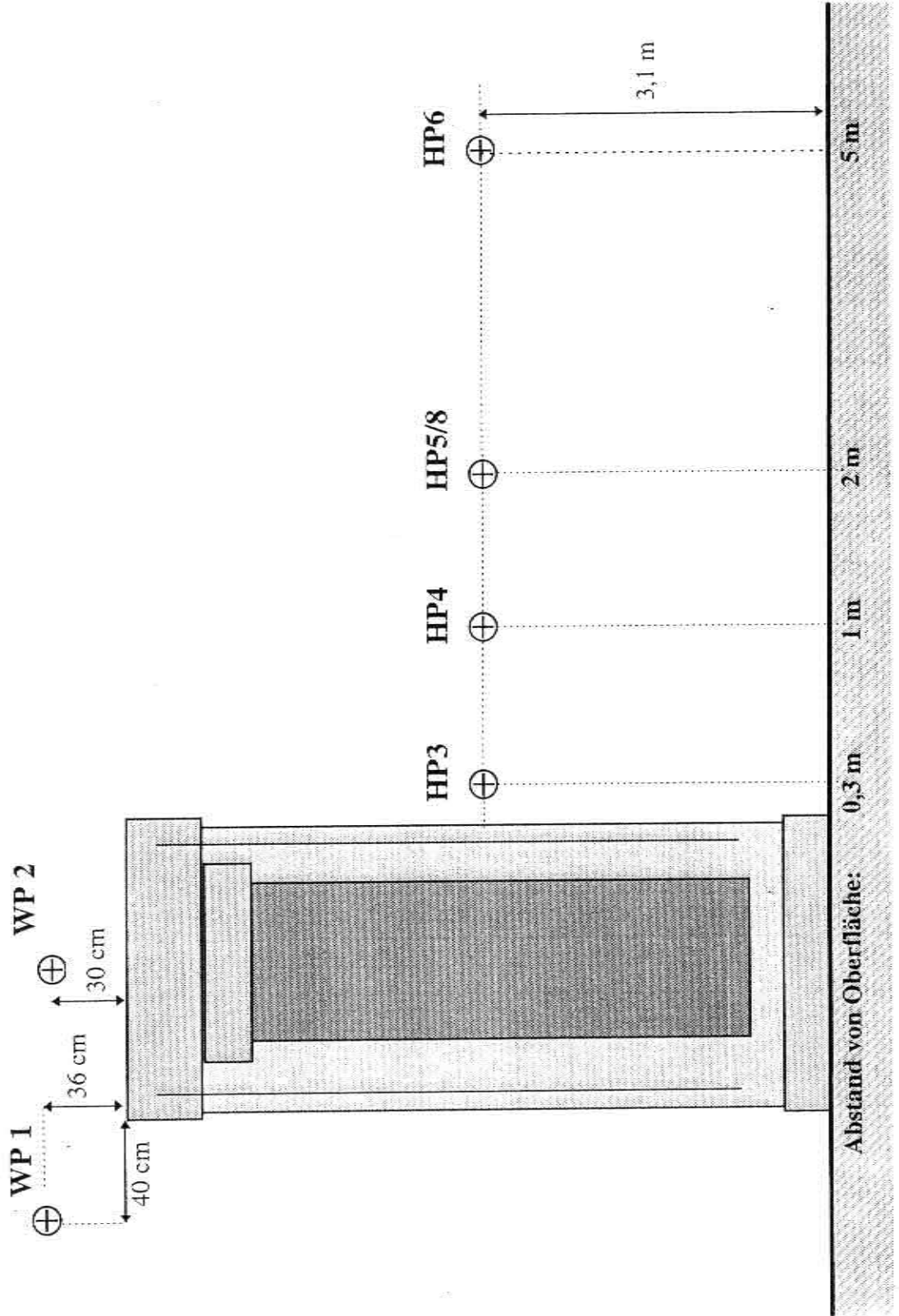
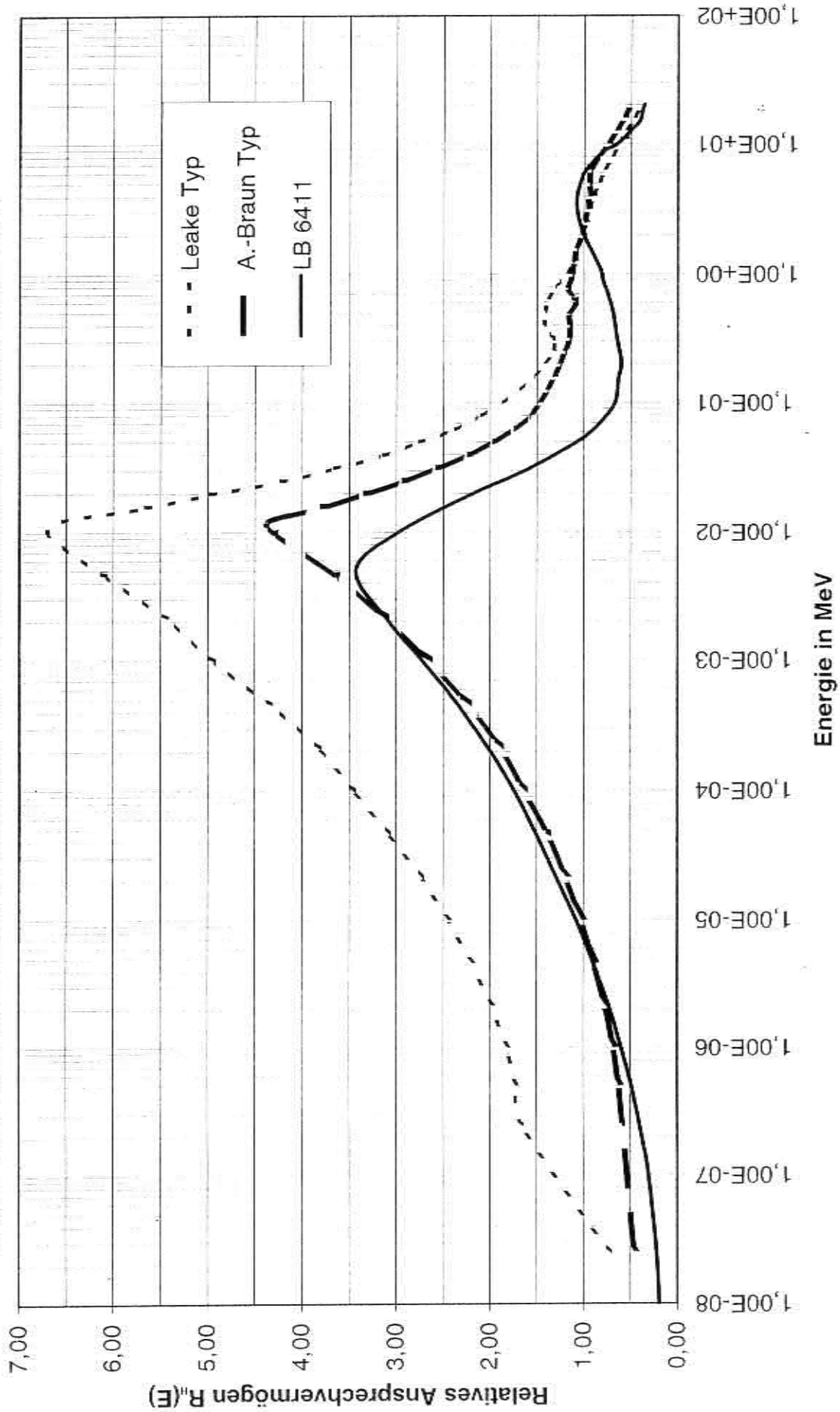


Abb. 2 Äquivalentdosis-Ansprechvermögen von Neutronenmonitoren (normiert auf 2 MeV)



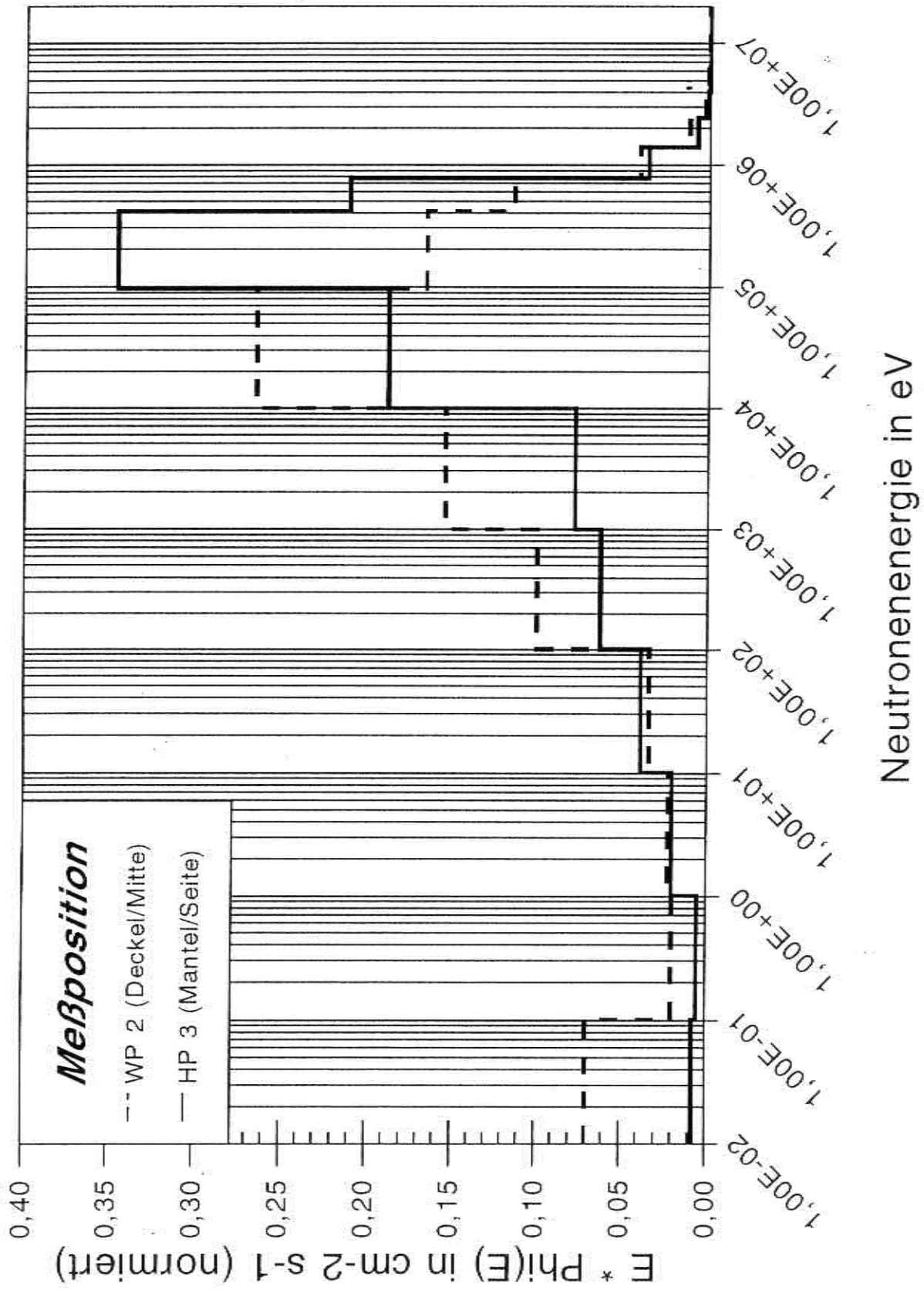


Abb. 3: Neutronenspektren in 30 cm Abstand von der Oberfläche des Castor Ila

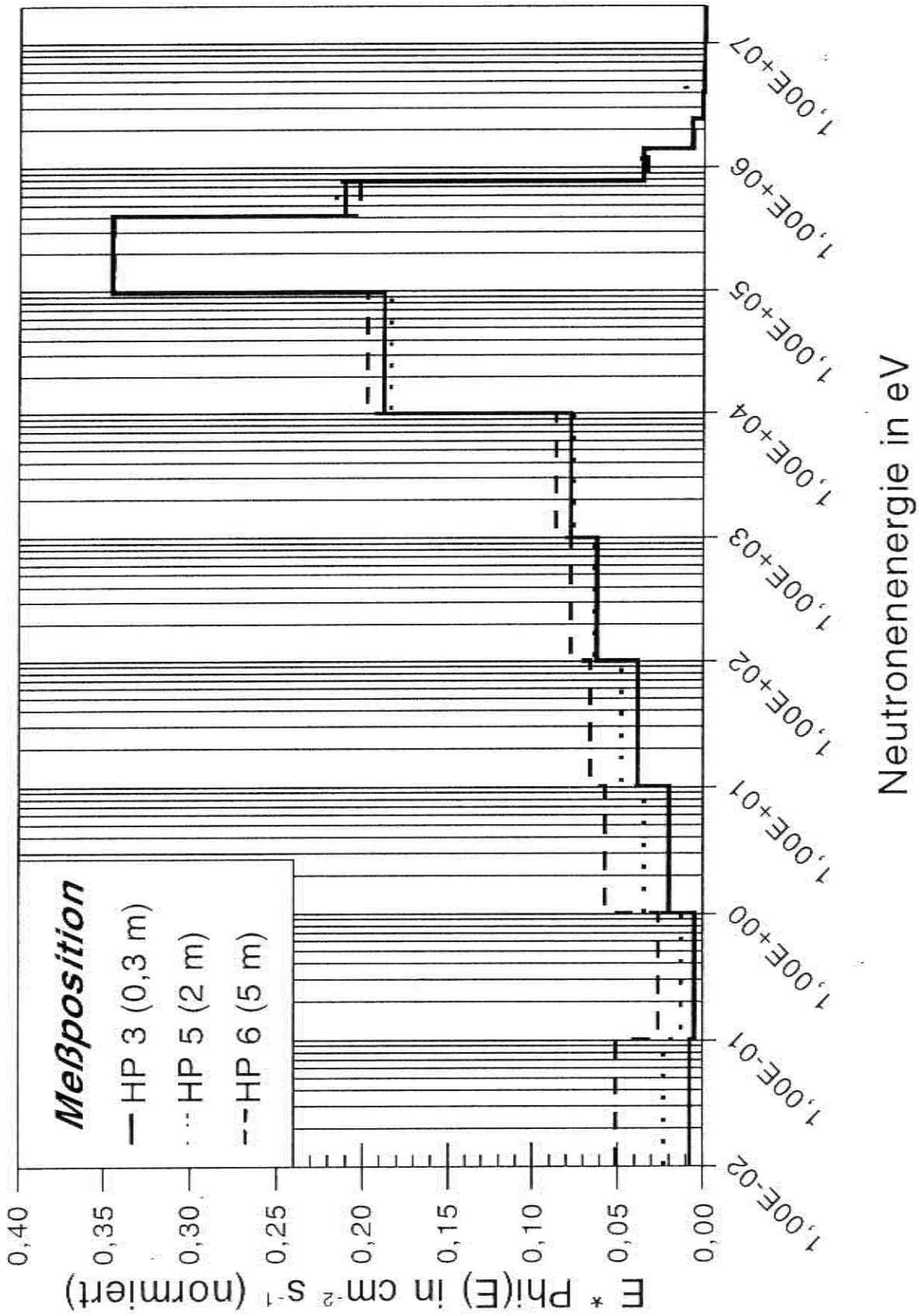


Abb. 4: Abstandabhängigkeit der Neutronenspektren am Castor Ila

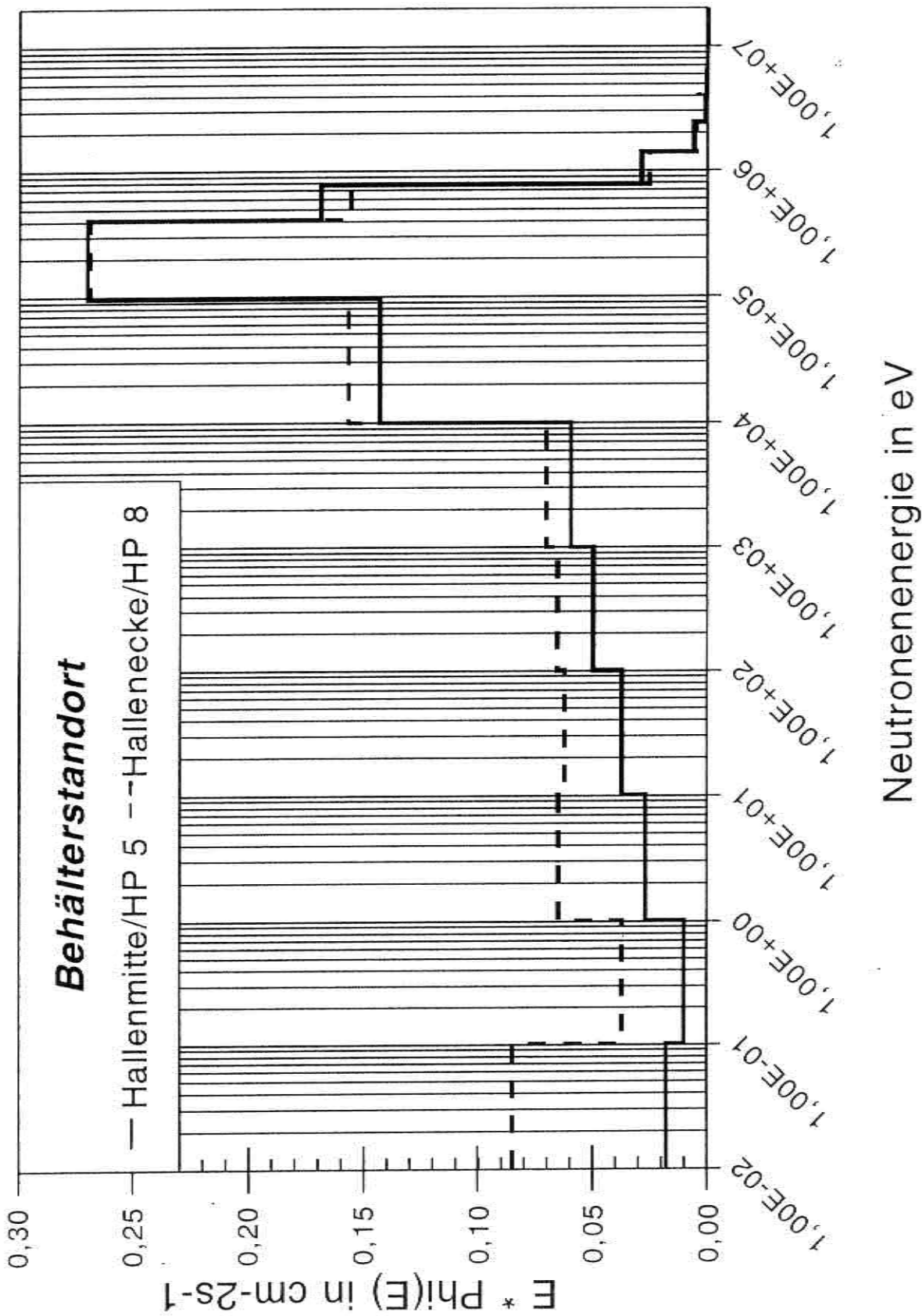
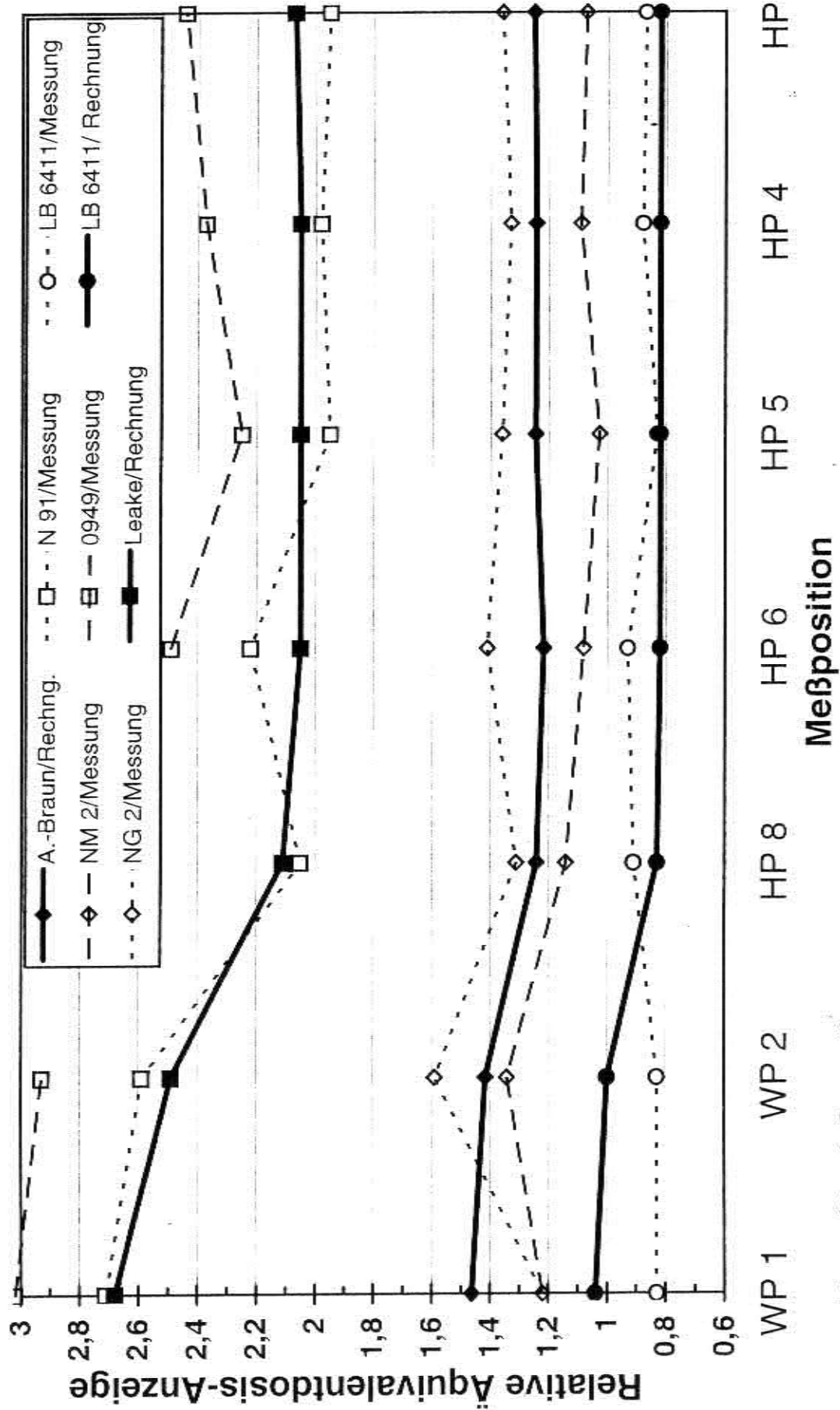


Abb. 5: Neutronenspektren in 2 m Abstand vom Castor Ila



Abb. 6: Gemessene und berechnete Rem-Counter Anzeigen relativ zu Dosis-Referenzwerten



Teil: B

$H_{Made}/\Phi$  (pSv cm<sup>2</sup>)

|    |    |    |    |    |    |    |
|----|----|----|----|----|----|----|
| 33 | 44 | 52 | 59 | 68 | 70 | 71 |
|----|----|----|----|----|----|----|

Projekt: TBLG  
TBLG-BUW.08.1

Hannover, 08.10.1996  
AS-Dr.Sd/Fl

## Stellungnahme

### Berechnung von Dosisleistungen und Fluenzraten für Neutronen am Transport- und Lagerbehälter Castor Ila im Transportbehälterlager Gorleben (TBLG)

#### Inhalt

1. Einleitung
  2. Behälterinventar und Neutronenquellstärke
  3. Meßpositionen
  4. Abschirmungsberechnungen
    - 4.1 Das Programm MCNP-4A
    - 4.2 Modellierung
  5. Ergebnisse und Vergleich
    - 5.1 Sachverhalt
    - 5.2 Bewertung
  6. Zusammenfassung
- Unterlagen, Literatur  
Anhang

# TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

---

## 1. Einleitung

Im Transportbehälterlager Gorleben wird seit April 1995 ein Transport- und Lagerbehälter vom Typ Castor IIa mit neun Brennelementen (BE) aus dem Kernkraftwerk KKP-2 zwischengelagert. An diesem Behälter wurde im September 1995 von der PTB und vom BfS ein umfangreiches Meßprogramm zur Bestimmung von Dosisleistungen und Fluenzraten für Photonen und Neutronen durchgeführt.

Diese Meßwerte sollten mit Ergebnissen von Abschirmungsberechnungen verglichen werden. Hierzu haben wir Abbrandberechnungen mit dem Programm ORIGEN-2.1 (Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code) und Berechnungen für die Neutronenfluenzraten mit dem Monte-Carlo-Programm MCNP-4A (Monte Carlo N-Particle Transport Code System) vorgenommen.

## 2. Neutronenquellstärke im Behälter

Zur Bestimmung der Quellstärke der Neutronen wurden Abbrandberechnungen mit dem Programm ORIGEN-2.1 durchgeführt /1/.

Der Behälter ist mit neun DWR-Brennelementen beladen. Die Anfangsanreicherung der Brennelemente betrug 2,5 Massenprozent U 235. Die Leistungsgeschichte der Brennelemente war nahezu identisch und führte zu einheitlichen Abbrandprofilen. Der BE-gemittelte Abbrand beträgt 32,4 GWd/t SM.

Die Neutronenquellstärke setzt sich zusammen aus Spontanspaltungen und ( $\alpha$ , n)-Reaktionen. Die Gesamtquellstärke im Behälter betrug zur Zeit des Meßprogrammes  $2,6 \cdot 10^9$  Neutronen pro Sekunde. Wir haben in unseren Berechnungen ein aus dem axialen Abbrandprofil resultierendes axiales Quellstärkepeaking berücksichtigt. Für den Nuklidvektor haben wir die Werte aus dem maximalen Abbrand im mittleren Bereich der Brennelemente angesetzt. Der Massenanteil von U 235 liegt dort bei 0,5 %. Für das Neutronenspektrum haben wir eine Energieverteilung für Transport- und Lagerbehälter nach der Wirkungsquerschnittbibliothek DLC-23 F /2/ benutzt.

## 3. Meßpositionen

Das durchgeführte Meßprogramm umfaßte eine Vielzahl von Aufpunkten in verschiedenen Umgebungen des Behälters. Die Messungen am Mantel des Behälters wurden in der Mitte der Lagerhalle, die Messungen am Deckel im Wartungsraum durchgeführt.

# TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

---

Für unsere Berechnungen haben wir uns auf die oberflächennahen Aufpunkte HP3, HP4, WP1 und WP2 beschränkt. Die Positionen der Aufpunkte sind in der Abbildung 1 dargestellt.

HP3 und HP4 bezeichnen Aufpunkte am Mantel des Behälters. Sie befinden sich in einer Höhe von 3,1 m in Abständen von 0,3 m und 1,0 m zur Manteloberfläche. Diese Messungen wurden an dem in der Mitte der Behälterhalle stehenden Behälter durchgeführt. Bei der Berücksichtigung der Behälterumgebung ist hier die Betrachtung des Hallenbetonbodens ausreichend.

Am Deckel haben wir die Aufpunkte WP1 und WP2 betrachtet. Die Position WP2 befindet sich 0,3 m zentral über dem Deckel des Behälters. Der Aufpunkt WP1 liegt seitlich versetzt oberhalb des Behälters. Der senkrechte Abstand zum Deckel beträgt 0,36 m, der horizontale Abstand zum Mantel 0,4 m. Diese Messungen wurden im Wartungsraum durchgeführt. Bei der Berücksichtigung der Behälterumgebung ist daher neben der Betrachtung des Bodens eine Betrachtung der umliegenden Betonwände erforderlich.

## 4. Abschirmungsberechnungen

### 4.1 Das Programm MCNP-4a

Mit dem Programmpaket MCNP-4A [3] können unter anderem Fluenzraten für Photonen und Neutronen einschließlich der Sekundärphotonen aus  $(n, \gamma)$ -Reaktionen berechnet werden. Aus den Fluenzraten werden mit Fluenz-Dosis-Konversionsfaktoren Äquivalentdosisleistungen bestimmt.

Mit dem Programm MCNP-4A lassen sich durch die Zusammensetzung kleiner geometrischer Grundkörper aus verschiedenen Materialien oder Materialmischungen dreidimensionale Modelle darstellen. Es eignet sich daher gut zur Lösung komplizierter Quell- und Abschirmungsprobleme.

Das Programm MCNP-4A beruht auf einem statistischen Rechenverfahren. Basierend auf den zum Programm gehörenden Wirkungsquerschnitten werden die Einzelschicksale einer großen Zahl von Teilchen explizit durchgerechnet. Neben einem im wesentlichen modellabhängigen systematischen Fehler ist dies mit einem statistischen Fehler verbunden. Dieser statistische Fehler dient programmintern zusätzlich als Konvergenz- bzw.

# TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

---

Gütekriterium. Bei der Berechnung von Fluenzraten liegt der für ein belastbares Ergebnis maximal tolerierbare statistische Fehler im Bereich von 5 bis 10 %. Dieses Konvergenzkriterium erfordert unter Umständen sehr lange Rechenzeiten. MCNP-4A beinhaltet daher verschiedene problemorientierte Varianzreduktionsmethoden, mit denen der statistische Fehler und die damit verbundene Rechenzeit reduziert werden kann.

Wir haben mit dem Programm MCNP-4A spektrale Fluenzraten und Dosisleistungen für Neutronen am Castor Ila berechnet. Die Dosisleistungen haben wir aus den Fluenzraten mit Fluenz-Dosis-Konversionsfaktoren nach ICRP 21 abgeleitet. Als Datensätze haben wir die kontinuierlichen Wirkungsquerschnittsbibliotheken END/B-IV /4/ und ENDL /5/ herangezogen. Als Varianzreduktionsmethode haben wir das geometrische Wichtungsverfahren *Geometry splitting/Russian roulette* eingesetzt, das sich besonders für Abschirmungsberechnungen mit großen Abschwächungsfaktoren eignet.

## 4.2 Modellierung

Für die Modellierung des Behälters und seiner Umgebung sind wir möglichst realitätsnah vorgegangen. Wir sind dabei ausgehend von einfachen Modellen schrittweise zu feineren Modellierungen übergegangen. Die endgültige Modellierung ist mit Hilfe vertikaler und horizontaler Schnitte durch den Behälter in den Abbildungen 1 und 2 dargestellt.

Für den Behälterinnenraum mit den Brennelementen und dem Tragkorb haben wir folgende Modellannahmen angesetzt:

- Die quaderförmige Quellzone haben wir mit der Masse der Brennstoffpellets aus  $\text{UO}_2$ , der anteiligen Masse des Tragkorbs aus boriiertem Edelstahl und der anteiligen Masse der Brennelementstrukturteile aus Zirkaloy über die aktive Länge von 3,9 m homogenisiert. Die effektive Dichte beträgt  $2,48 \text{ g/cm}^3$ .
- Die Hüllrohrenden der Brennstäbe ober- und unterhalb der aktiven Brennelementzone haben wir unter Berücksichtigung ihrer Abmessungen und Massen als quaderförmige Zirkonplatten mit einer effektiven Dichte von  $0,37 \text{ g/cm}^3$  dargestellt. Die anteilige Masse des Tragkorbs haben wir dabei nicht berücksichtigt.
- Die Kopf- und Fußstücke der Brennelemente haben wir als quaderförmige Stahlplatten mit einer effektiven Dichte von  $0,62 \text{ g/cm}^3$  modelliert. Die anteilige Masse des Tragkorbs haben wir auch hier nicht berücksichtigt.

## TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

### Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

---

- Der untere Bereich des Behälterinnenraums wird durch die Bodenplatte des Tragkorbs, der obere Bereich durch eine Vakuumschicht abgeschlossen.

Für den Behälterkörper haben wir folgende Modellannahmen angesetzt:

- Den Behälter aus Gußeisen haben wir als hohlförmigen Quader dargestellt. Auf eine Berücksichtigung der Abrundungen an den Ecken des Behälters haben wir verzichtet.
- Die beiden Moderatorbohrungsreihen haben wir realitätsnah aus den einzelnen Polyäthylenstäben aufgebaut.
- Die trapezförmigen Radialrippen des Behälters aus Gußeisen haben wir durch quaderförmige Rippen gleicher Länge und gemittelter Breite ersetzt.
- Den oberen Bereich des Behälters aus Primär- und Sekundärdeckel sowie der aufgesetzten Schutzplatte haben wir aus quaderförmigen Stahlplatten zusammengesetzt. Den eingesetzten Deckelmoderator im Sekundärdeckel haben wir als quaderförmige Polyäthylenplatte dargestellt. Dabei haben wir die gegenüber der Behälterweite reduzierte Ausdehnung in horizontaler Richtung berücksichtigt.
- Im unteren Bereich des Behälters haben wir den eigentlichen Behälterboden aus Gußeisen, die eingesetzte Moderatorplatte aus Polyäthylen und die Verschlussplatte aus Stahl berücksichtigt.

In unseren Rechnungen haben wir auch die Umgebung des Behälters einbezogen. Für die Mantelmeßpunkte HP3 und HP4 in der Mitte der Lagerhalle haben wir den Betonboden berücksichtigt. Für die Meßpunkte WP1 und WP2 am Behälterdeckel in der Warthalle haben wir zusätzlich die Seitenwände aus Beton mit in die Rechnung aufgenommen.

Da die Dosisleistungen am Mantel um etwa eine Größenordnung über den Dosisleistungen am Deckel liegen, haben wir in erster Linie eine möglichst genaue Darstellung des Behälters in radialer Richtung vorgenommen. Bei einer einheitlichen Modellierung impliziert dies eine ungenauere Beschreibung des Behälters in axialer Richtung.



## 5. Ergebnisse und Vergleich

### 5.1 Sachverhalt

Für die integralen Neutronenfluenzraten und Dosisleistungen am Castor IIa liegen uns die Meßergebnisse der PTB /6/ und des BfS /7/ vor. Die Unterschiede zwischen den Meßwerten sind gering und liegen bei maximal 5 % bzw. 11,8 %.

Die Meßwerte der PTB mit einem Bonner-Kugel-Spektrometer werden als Referenzwerte angesehen. Die Unsicherheiten der integralen Fluenzraten und Äquivalentdosisleistungen werden mit 4 % und 15 % angegeben.

In Tabelle 1 sind die Rechenergebnisse sowie die Meßergebnisse der PTB und des BfS für die integralen Neutronenfluenzraten und Dosisleistungen zusammengestellt. Die in der Tabelle angegebene Abweichung gibt die prozentuale Abweichung unserer Rechenergebnisse von den Referenzwerten aus der Messung der PTB an.

Am Mantel erhalten wir für die beiden Aufpunkte HP3 und HP4 integrale Neutronenfluenzraten von  $270,4 \text{ n/(s}\cdot\text{cm}^2)$  und  $127,7 \text{ n/(s}\cdot\text{cm}^2)$ . Diese Werte liegen um 39 % bzw. 22 % über den Meßwerten. Für die Neutronendosisleistung liegen die Rechenwerte mit  $85,3 \text{ }\mu\text{Sv/h}$  und  $40,6 \text{ }\mu\text{Sv/h}$  66 % bzw. 49 % über den gemessenen Referenzwerten.

Am Deckel erhalten wir für den seitlich versetzten Aufpunkt WP1 eine integrale Neutronenfluenzrate von  $31,5 \text{ n/(s}\cdot\text{cm}^2)$ , für den zentralen Aufpunkt WP2 eine Neutronenfluenzrate von  $13,5 \text{ n/(s}\cdot\text{cm}^2)$ . Diese Ergebnisse liegen um 12 % bzw. 49 % unter den Meßwerten. Die berechneten Dosisleistungen liegen für WP1 bei  $5,0 \text{ }\mu\text{Sv/h}$  und für WP2 bei  $2,5 \text{ }\mu\text{Sv/h}$ . Diese Werte liegen für WP1 um 19 % über, für WP2 46 % unter den Referenzwerten.

In unseren Abschirmungsberechnungen sind wir schrittweise von einfachen zu realistischeren Modellen übergegangen. Dabei können wir für die Neutronendosisleistungen folgende Relativaussagen machen:

1. Die berechnete Dosisleistung erhöht sich bei einer expliziten Modellierung der einzelnen Moderatorstäbe um 50 % gegenüber einer reduzierten Darstellung mit einem volumengleichen Hohlquader.

# TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

---

2. Die Berechnung für die Aufpunkte am Deckel haben wir zunächst ohne eine Berücksichtigung der seitlichen Betonwände im Wartungsraum durchgeführt. Die endgültige Rechnung mit den Wänden zeigt, daß am zentralen Aufpunkt WP2 24 % und am seitlich versetzten Aufpunkt WP1 53 % der Dosisleistung durch Neutronenrückstreuung hervorgerufen wird.
3. Eine Berücksichtigung des Nuklidvektors von abgebranntem Brennstoff reduziert aufgrund der geringeren Neutronenmultiplikation die Dosisleistung gegenüber frischem Brennstoff um 10 %.

Für die spektralen Neutronenfluenzraten liegen uns die Meßwerte der PTB /6/ vor. In den Abbildungen 3a bis 3d sind die Rechen- und Meßergebnisse für die vier verschiedenen Aufpunkte graphisch dargestellt. Zum besseren Vergleich sind die Spektren aus den Rechnungen über die integralen Neutronenfluenzraten auf die Meßwerte normiert. Unsere Ergebnisse aus der Rechnung sind im Anhang aufgelistet.

Die Rechnungen basieren im Vergleich zur Messung auf einer feineren Energiegruppenstruktur. Die Energiegruppenstruktur der Messung ist durch die Auflösung des Meßgeräts beschränkt. Lokale Effekte wie z.B. die Resonanzlinien im Eisen oberhalb einer Energie von 20 keV können von der Rechnung, nicht aber von der Messung wiedergegeben werden. Der generelle Verlauf der Fluenzraten zeigt jedoch qualitativ eine gute Übereinstimmung.

## 5.2 Bewertung

An den beiden Aufpunkten am Mantel überschätzt die Rechnung die Meßwerte um maximal 39 % für die integrale Fluenzrate und um maximal 66 % für die Dosisleistung. Die Überschätzung der Meßwerte reduziert sich dabei mit zunehmendem Abstand vom Aufpunkt HP3 zum Aufpunkt HP4.

Eine mögliche Ursache der höheren Rechenergebnisse am Mantel stellt die veränderte Abstrahlcharakteristik durch die quadratische Modellierung des Behälters dar. Die Abstrahlung des realen Behälters wird durch die Abrundung an den Ecken in Verbindung mit den radial aufgesetzten Kühlrippen von den Achsen in Richtung der Diagonalen verlagert. Dieser Effekt wird durch die durchgehende quadratische Darstellung des Behälterkörpers in der Rechnung nicht berücksichtigt. Die Fluenzraten und Dosisleistungen an den Meßpositionen auf den Achsen werden daher mit zunehmender Nähe zum Behälter überschätzt.

# TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

---

Für den seitlichen Aufpunkt am Deckel WP1 ergibt sich im Rahmen des statistischen Fehlers Übereinstimmung.

Für den zentralen Aufpunkt am Deckel unterschätzt die Rechnung die gemessene integrale Fluenzrate und die Dosisleistung um fast einen Faktor 2. Diese Unterschätzung wird bei Berechnungen im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren durch eine Vielzahl von hier nicht berücksichtigten Konservativitäten kompensiert. Übliche Konservativitäten sind bei diesen Berechnungen beispielsweise die Nichtberücksichtigung der Abschirmwirkung der Hüllrohrenden sowie ein reduziertes Quellstärkepeaking. Zudem liegt der Absolutwert aus der Messung mit  $4,22 \mu\text{Sv/h}$  um eine Größenordnung unter der Dosisleistung von  $51 \mu\text{Sv/h}$  am Mantel.

Mögliche Ursachen für die signifikante Unterschätzung der Meßwerte an diesem speziellen Aufpunkt liegen in folgenden Modellannahmen:

1. Mit der Homogenisierung des Behälterinventars wird zwar in radialer Richtung, nicht aber in axialer Richtung eine ausreichende Darstellung der tatsächlichen Gegebenheiten vorgenommen. Die durchgeführte Homogenisierung des Materials über den Querschnitt des Behälterinnenraums verhindert eine mögliche ungestörte Neutronenausbreitung zwischen den Brennelementen in axialer Richtung. Die Selbstabschirmung des Inventars wird damit in axialer Richtung überschätzt.
2. Der Deckelmoderator ist aus einem Ring und einer eingesetzten Scheibe aus Polyäthylen zusammengesetzt. Beide Teile werden durch eine 3,4 cm breite Stahlausparung getrennt. In unserem Modell haben wir den Deckelmoderator durchgehend als quaderförmige Polyäthylenscheibe dargestellt. Für die Seitenlängen haben wir den Durchmesser des Moderatorrings von 66 cm angesetzt. Wir überschätzen damit die Fläche des Deckelmoderators und die resultierende Abschirmung.
3. Die Beschreibung des axialen Abbrandprofils für die Abbrandrechnung wird an den beiden Enden der Brennelemente mit jeweils nur 2 Stützstellen vorgenommen. Dies führt zu einer entsprechend groben Beschreibung der axialen Quellstärkeverteilung.
4. Aus dem axialen Abbrandprofil ergibt sich eine axiale Nuklidvektorverteilung. Wir haben für die gesamte Quellzone den Nuklidvektor aus dem mittleren Bereich mit dem maximalen Abbrand angesetzt. Damit unterschätzen wir die Neutronenmultiplikation an den Endbereichen der aktiven Zone. Die Unterschätzung der Fluenzraten und Dosisleistung am Deckel kann mit maximal 10 % abgeschätzt werden.

# TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

---

Der generelle Verlauf der spektralen Fluenzraten wird an allen Aufpunkten gut wiedergegeben. Bezogen auf einen auf die Messung normierten integralen Neutronenfluß unterschätzen die Spektren aus der Rechnung die Spektren aus der Messung in Teilbereichen der Energie um maximal einen Faktor 2. Für die beiden Mantelaufpunkte bestehen diese Abweichungen im mittleren Energiebereich zwischen 10 eV und 1 keV, für die beiden Aufpunkte am Deckel im thermischen Energiebereich. Alle anderen Energiebereiche, insbesondere der für die Dosisleistung relevante hohe Energiebereich, werden jedoch in guter Übereinstimmung mit den Meßwerten der PTB wiedergegeben.

Die durchgeführten Rechnungen mit MCNP-4A als auch die Messungen der PTB sind mit einer Reihe von Fehlerquellen behaftet. Der statistische Fehler der Rechnung aus dem Monte-Carlo-Verfahren liegt bei 5 %. In den systematischen Gesamtfehler der Rechnung geht neben dem Fehler aus den Modellannahmen der Fehler aus der berechneten Quellstärke mit geschätzt bis zu 15 % ein. Die Unsicherheit der Meßergebnisse wird mit 4 % angegeben.

Im Rahmen der gegebenen Fehlerabschätzung und der Abschirmwirkung des Castor-Behälters von mehreren Größenordnungen sehen wir insgesamt die Übereinstimmung zwischen den Ergebnissen aus der Rechnung und der Messung als gut an.

## 6. Zusammenfassung

Im Transportbehälterlager Gorleben wurde von der PTB und vom BfS ein umfangreiches Meßprogramm zur Bestimmung von Dosisleistungen und Fluenzraten für Photonen und Neutronen an einem Transport- und Lagerbehälter Castor IIa durchgeführt. Wir haben mit dem Programm ORIGEN-2.1 Abbrandberechnungen und mit dem Programm MCNP-4A für einen Teil der Meßpunkte Abschreibungsberechnungen für Neutronen durchgeführt. Das Monte-Carlo-Programm MCNP-4A bestätigt die über die Behälteroberfläche gemittelten Ergebnisse für die Dosisleistungen und Fluenzraten des häufig zur Behälterauslegung eingesetzten eindimensionalen Transportprogramms ANISN. In Ergänzung dazu ermöglicht MCNP-4A die Betrachtung einzelner Aufpunkte und die Lösung komplizierter dreidimensionaler Probleme. Die Ergebnisse haben wir mit den Meßwerten der PTB und des BfS verglichen.

Am Mantel des Transport- und Lagerbehälters werden die Fluenzraten und Dosisleistungen um etwa 50 % überschätzt. Am Deckel ergibt sich für einen seitlich versetzten Aufpunkt eine gute Übereinstimmung. Die maximale Abweichung der Rechenergebnisse von der Messung ergibt sich für einen zentralen Deckelaufpunkt und beträgt dort nahezu einen Faktor 2. Hier ist der Absolutwert für die Dosisleistung mit 4  $\mu\text{Sv/h}$  jedoch sehr gering und liegt weit unterhalb der Dosisleistung am Mantel.

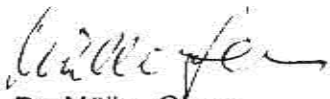
# TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

---

Insgesamt ist die Übereinstimmung zwischen Rechnung und Messung gut. Wir sehen daher zur Zeit keine Notwendigkeit für zusätzliche Rechnungen mit weiter verbesserten Modellannahmen.

Der Leiter der  
Zentralabteilung Strahlenschutz



Dr. Müller-Glewe

Zentralabteilung Strahlenschutz  
Der Sachverständige



Dr. Schneider

Abbildung 1: Vertikaler Schnitt durch den Transport- und Lagerbehälter Castor Ila

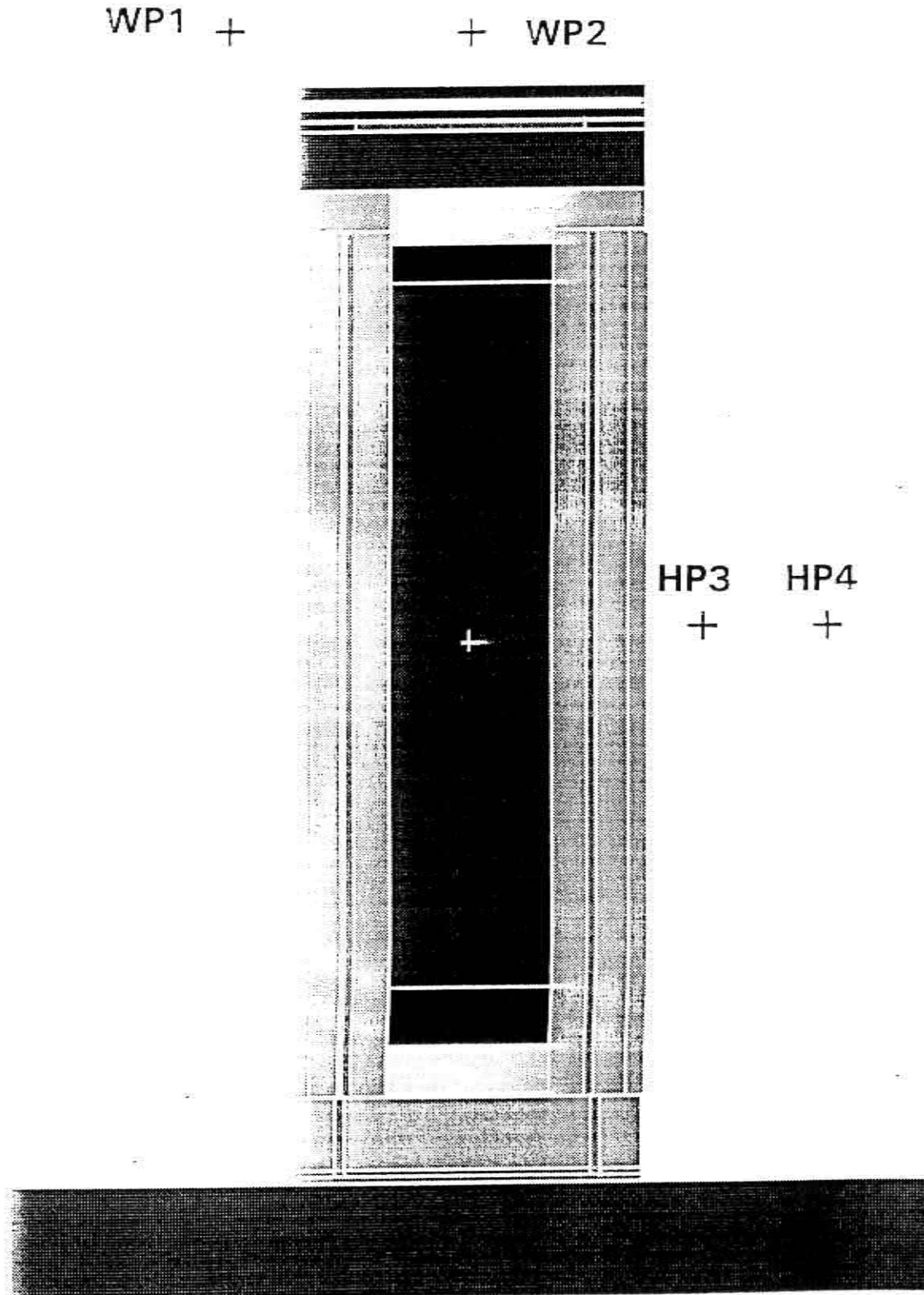




Abbildung 2: Horizontaler Schnitt durch den Transport- und Lagerbehälter  
Castor IIa

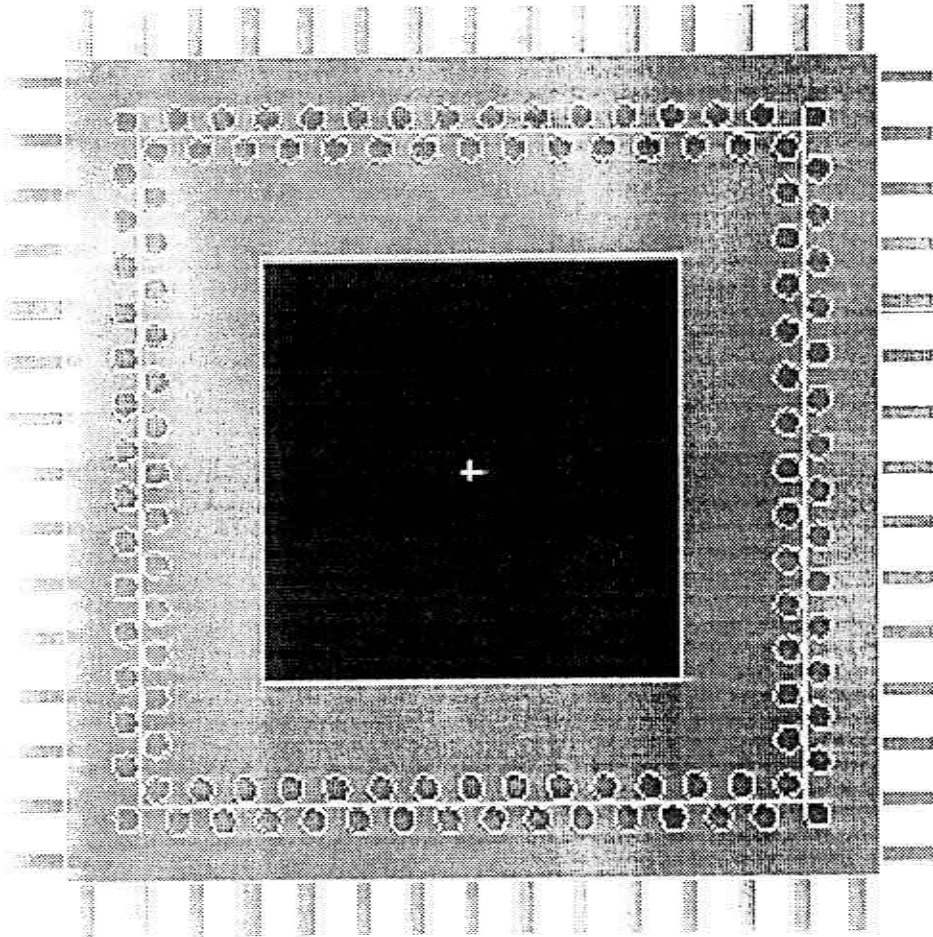


Tabelle 1: Ergebnisse für die integrale Neutronenflussrate und die Neutronendosisleistung nach ICRP 21. Die Abweichung beschreibt die prozentuale Abweichung der Rechenergebnisse von den Referenzwerten der PTB

### 1. Neutronenflussrate [ $n/(s \cdot cm^2)$ ]

| Mantel         | HP3: Abstand 30cm | HP4: Abstand 1m |
|----------------|-------------------|-----------------|
| Rechnung (TÜV) | 270,40            | 127,66          |
| Messung (PTB)  | 193,90            | 104,70          |
| Messung (BfS)  | 204,00            | 109,00          |
| Abweichung     | 39%               | 22%             |

| Deckel         | WP2: zentral | WP1: seitlich |
|----------------|--------------|---------------|
| Rechnung (TÜV) | 13,47        | 31,46         |
| Messung (PTB)  | 26,31        | 35,59         |
| Messung (BfS)  | 25,70        | 34,60         |
| Abweichung     | -49%         | -12%          |

### 2. Neutronendosisleistung nach ICRP 21 [ $\mu Sv/h$ ]

| Mantel         | HP3: Abstand 30cm | HP4: Abstand 1m |
|----------------|-------------------|-----------------|
| Rechnung (TÜV) | 85,28             | 40,56           |
| Messung (PTB)  | 51,50             | 27,20           |
| Messung (BfS)  | 52,50             | 27,50           |
| Abweichung     | 66%               | 49%             |

| Deckel         | WP2: zentral | WP1: seitlich |
|----------------|--------------|---------------|
| Rechnung (TÜV) | 2,51         | 5,02          |
| Messung (PTB)  | 4,65         | 4,22          |
| Messung (BfS)  | 4,10         | 4,10          |
| Abweichung     | -46%         | 19%           |

Abbildung 3a: Spektrale Neutronenflussrate an der Meßposition HP3

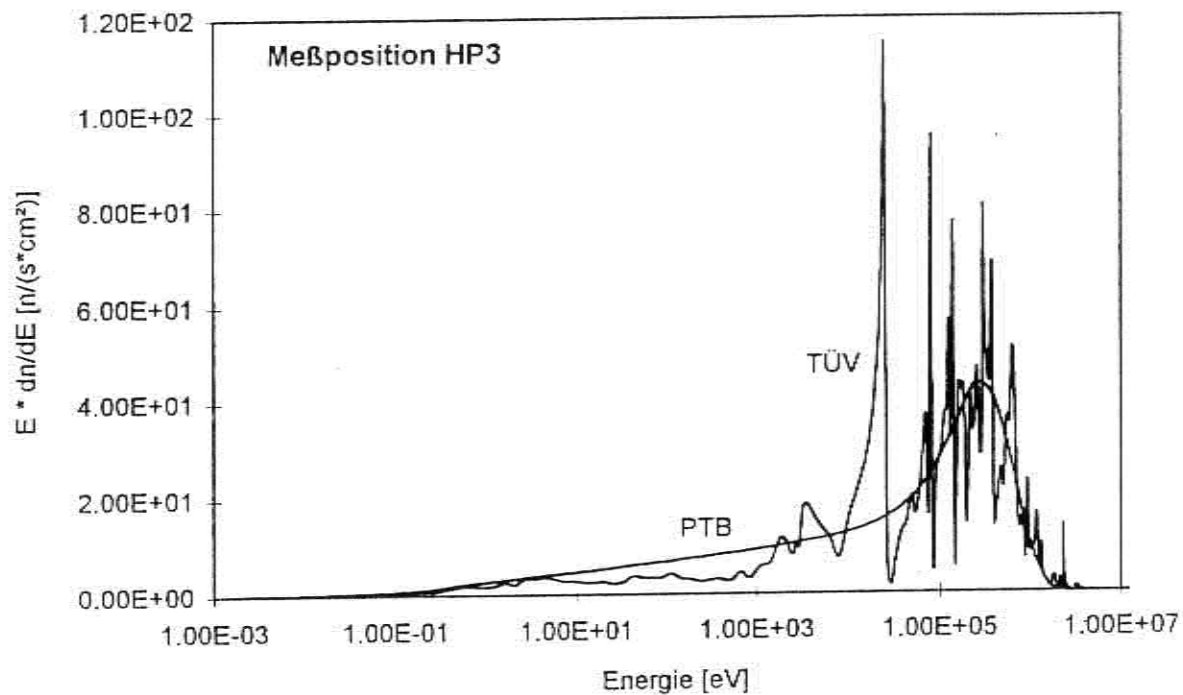


Abbildung 3b: Spektrale Neutronenflussrate an der Meßposition HP4

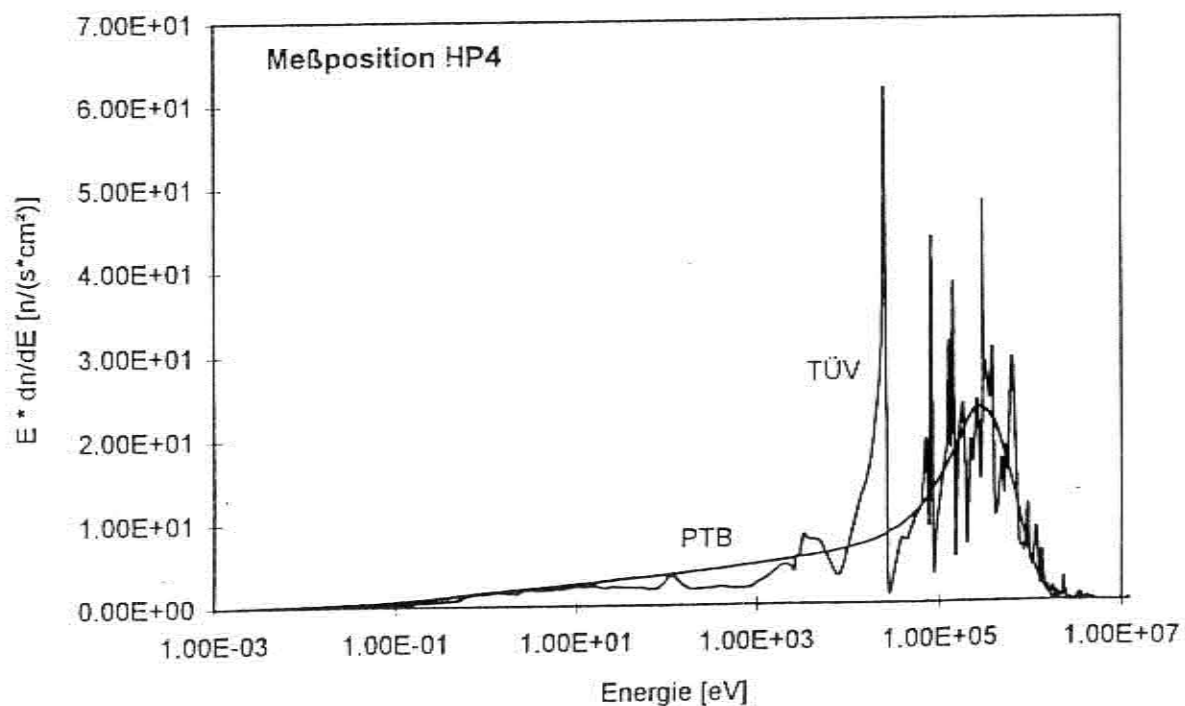


Abbildung 3c: Spektrale Neutronenflussrate an der Meßposition WP2

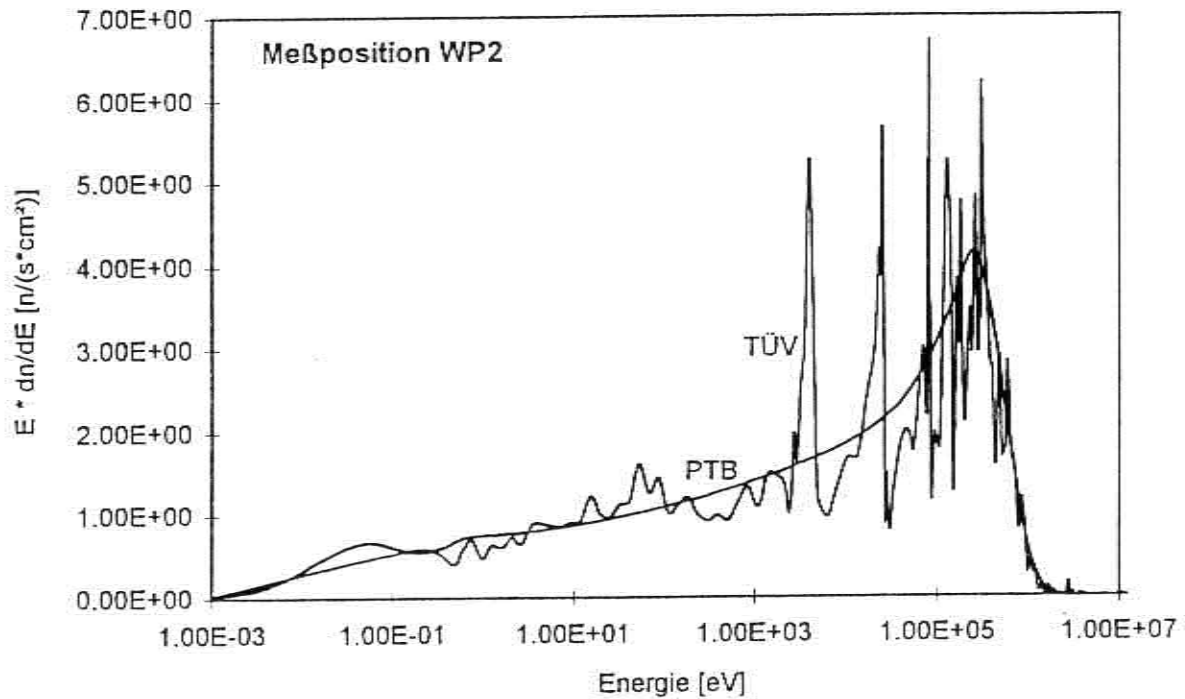
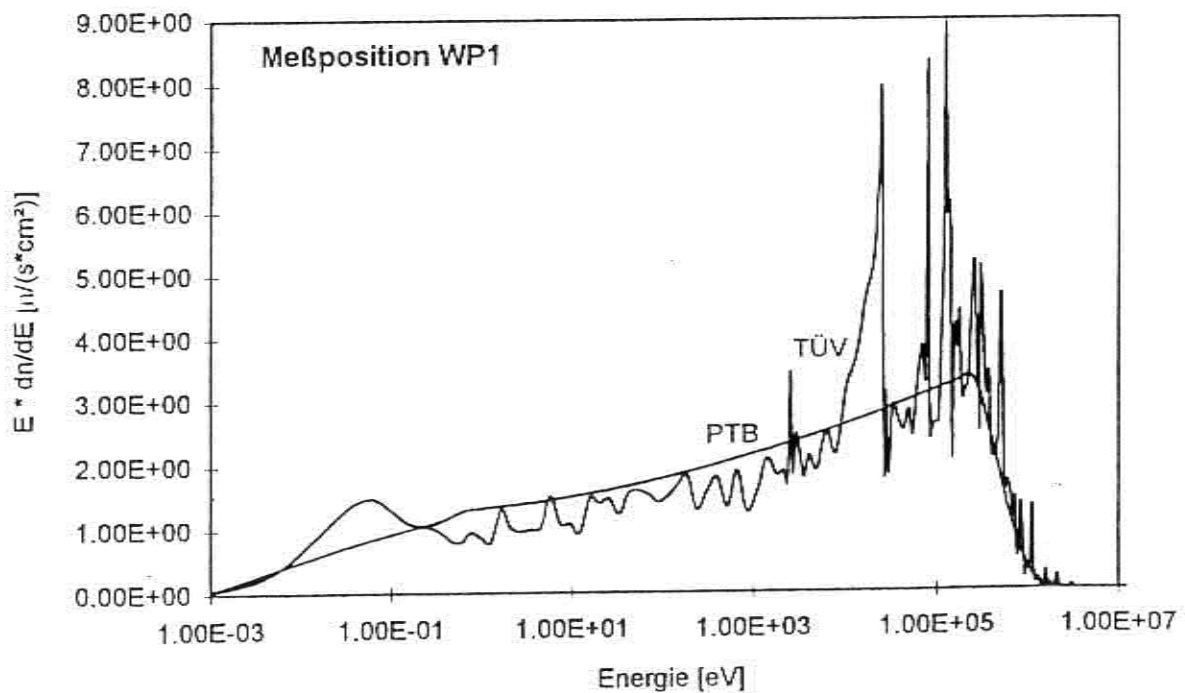


Abbildung 3d: Spektrale Neutronenflussrate an der Meßposition WP1



# TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

---

## Unterlagen, Literatur

- /1/ TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.  
Castor Ila. Einlagerung von 9 Brennelementen aus Philippsburg im Transportbehälterlager Gorleben  
Aktenvermerk AR-Dr.Hr/Kb vom 22.09.1995
- /2/ RSIC Data Library DLC-23 F/CASK  
40 Group Coupled Neutron and Gamma-Ray Cross-Section Data,  
contributed by ORNL
- /3/ Briesmeister, Judith F.  
MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4A,  
Los Alamos National Laboratory Report,  
Dezember 1993
- /4/ Garber, D.  
ENDF/B-V,  
Report BNL-17541 (ENDF-201),  
National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory, Upton,  
New York 1975
- /5/ Howerton, R.J., et al.  
The LLL Evaluated Nuclear Data Library (ENDL): Evaluation Techniques,  
Reaction Index and Descriptions of Individual Reactions,  
Lawrence Livermore National Laboratory report UCRL-50400, Vol. 15, Part A,  
September 1975
- /6/ Physikalisch-Technische Bundesanstalt  
Neutronen- und Photonen-Äquivalentdosisleistungen in der Umgebung eines  
beladenen Castor Ila-Behälters in dem Brennelementlager Gorleben  
Entwurf des Berichtes für das BfS vom 19.02.1996
- /7/ Rimpler, A.  
BfS Berlin,  
Vortrag im Fachgespräch beim BfS am 15.02.1996

## TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

## Anhang

Berechnete spektrale Neutronenflussraten am Transport- und Lagerbehälter Castor IIa  
den Meßpositionen HP3, HP4, WP1 und WP 2

| Energie<br>untere Grenze | Energie<br>obere Grenze | Energie<br>log. Mittel | E*(dn/dE)<br>HP3         | E*(dn/dE)<br>HP4         | E*(dn/dE)<br>WP2         | E*(dn/dE)<br>WP1         |
|--------------------------|-------------------------|------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| [eV]                     | [eV]                    | [eV]                   | [n/(s*cm <sup>2</sup> )] | [n/(s*cm <sup>2</sup> )] | [n/(s*cm <sup>2</sup> )] | [n/(s*cm <sup>2</sup> )] |
| 0.00E+00                 | 1.00E-05                | 0.00E+00               | 0.00E+00                 | 0.00E+00                 | 0.00E+00                 | 0.00E+00                 |
| 1.00E-05                 | 1.00E-01                | 1.00E-03               | 7.41E-03                 | 7.58E-03                 | 1.24E-02                 | 3.11E-02                 |
| 1.00E-01                 | 4.14E-01                | 2.03E-01               | 1.13E+00                 | 6.35E-01                 | 3.01E-01                 | 9.17E-01                 |
| 4.14E-01                 | 5.32E-01                | 4.69E-01               | 2.36E+00                 | 9.65E-01                 | 2.09E-01                 | 7.18E-01                 |
| 5.32E-01                 | 6.83E-01                | 6.03E-01               | 2.54E+00                 | 1.52E+00                 | 2.95E-01                 | 7.03E-01                 |
| 6.83E-01                 | 8.76E-01                | 7.74E-01               | 2.62E+00                 | 1.80E+00                 | 3.59E-01                 | 8.47E-01                 |
| 8.76E-01                 | 1.13E+00                | 9.95E-01               | 2.33E+00                 | 1.78E+00                 | 2.43E-01                 | 7.72E-01                 |
| 1.13E+00                 | 1.45E+00                | 1.28E+00               | 2.76E+00                 | 2.22E+00                 | 3.25E-01                 | 6.94E-01                 |
| 1.45E+00                 | 1.86E+00                | 1.64E+00               | 3.62E+00                 | 1.94E+00                 | 3.08E-01                 | 1.17E+00                 |
| 1.86E+00                 | 2.38E+00                | 2.10E+00               | 2.95E+00                 | 1.82E+00                 | 3.74E-01                 | 9.12E-01                 |
| 2.38E+00                 | 3.06E+00                | 2.70E+00               | 4.83E+00                 | 2.33E+00                 | 3.30E-01                 | 8.56E-01                 |
| 3.06E+00                 | 3.93E+00                | 3.47E+00               | 4.69E+00                 | 2.40E+00                 | 4.49E-01                 | 8.83E-01                 |
| 3.93E+00                 | 5.04E+00                | 4.45E+00               | 5.23E+00                 | 2.24E+00                 | 4.63E-01                 | 8.99E-01                 |
| 5.04E+00                 | 6.48E+00                | 5.71E+00               | 4.71E+00                 | 2.51E+00                 | 4.45E-01                 | 1.34E+00                 |
| 6.48E+00                 | 8.32E+00                | 7.34E+00               | 3.82E+00                 | 2.60E+00                 | 4.39E-01                 | 9.53E-01                 |
| 8.32E+00                 | 1.07E+01                | 9.44E+00               | 4.13E+00                 | 2.93E+00                 | 4.64E-01                 | 9.66E-01                 |
| 1.07E+01                 | 1.37E+01                | 1.21E+01               | 3.56E+00                 | 2.78E+00                 | 4.76E-01                 | 8.34E-01                 |
| 1.37E+01                 | 1.76E+01                | 1.55E+01               | 3.44E+00                 | 2.96E+00                 | 6.30E-01                 | 1.32E+00                 |
| 1.76E+01                 | 2.28E+01                | 1.99E+01               | 3.98E+00                 | 2.59E+00                 | 5.17E-01                 | 1.25E+00                 |
| 2.28E+01                 | 2.90E+01                | 2.56E+01               | 3.17E+00                 | 2.84E+00                 | 4.99E-01                 | 1.31E+00                 |
| 2.90E+01                 | 3.73E+01                | 3.29E+01               | 3.73E+00                 | 2.64E+00                 | 5.77E-01                 | 1.09E+00                 |
| 3.73E+01                 | 4.79E+01                | 4.23E+01               | 5.42E+00                 | 2.66E+00                 | 5.95E-01                 | 1.39E+00                 |
| 4.79E+01                 | 6.14E+01                | 5.42E+01               | 4.92E+00                 | 2.65E+00                 | 8.24E-01                 | 1.42E+00                 |
| 6.14E+01                 | 7.89E+01                | 6.96E+01               | 4.88E+00                 | 2.40E+00                 | 6.45E-01                 | 1.36E+00                 |
| 7.89E+01                 | 1.01E+02                | 8.93E+01               | 4.74E+00                 | 3.08E+00                 | 7.35E-01                 | 1.25E+00                 |
| 1.01E+02                 | 1.30E+02                | 1.15E+02               | 6.18E+00                 | 4.39E+00                 | 5.21E-01                 | 1.34E+00                 |
| 1.30E+02                 | 1.67E+02                | 1.47E+02               | 4.73E+00                 | 3.12E+00                 | 5.77E-01                 | 1.50E+00                 |
| 1.67E+02                 | 2.14E+02                | 1.89E+02               | 4.55E+00                 | 2.37E+00                 | 6.20E-01                 | 1.62E+00                 |
| 2.14E+02                 | 2.75E+02                | 2.43E+02               | 3.68E+00                 | 2.49E+00                 | 5.14E-01                 | 1.14E+00                 |
| 2.75E+02                 | 3.54E+02                | 3.12E+02               | 4.30E+00                 | 2.46E+00                 | 4.74E-01                 | 1.41E+00                 |
| 3.54E+02                 | 4.54E+02                | 4.01E+02               | 4.45E+00                 | 2.77E+00                 | 5.10E-01                 | 1.60E+00                 |
| 4.54E+02                 | 5.83E+02                | 5.14E+02               | 3.87E+00                 | 2.43E+00                 | 4.76E-01                 | 1.18E+00                 |
| 5.83E+02                 | 7.49E+02                | 6.61E+02               | 6.26E+00                 | 2.50E+00                 | 5.94E-01                 | 1.69E+00                 |
| 7.49E+02                 | 9.61E+02                | 8.48E+02               | 4.71E+00                 | 2.63E+00                 | 6.82E-01                 | 1.13E+00                 |
| 9.61E+02                 | 1.23E+03                | 1.09E+03               | 8.23E+00                 | 3.59E+00                 | 5.56E-01                 | 1.39E+00                 |
| 1.23E+03                 | 1.58E+03                | 1.39E+03               | 9.17E+00                 | 4.44E+00                 | 7.64E-01                 | 1.86E+00                 |
| 1.58E+03                 | 2.03E+03                | 1.79E+03               | 1.59E+01                 | 5.67E+00                 | 7.48E-01                 | 1.62E+00                 |
| 2.03E+03                 | 2.25E+03                | 2.14E+03               | 1.49E+01                 | 5.87E+00                 | 6.97E-01                 | 1.68E+00                 |
| 2.25E+03                 | 2.49E+03                | 2.37E+03               | 1.16E+01                 | 5.50E+00                 | 5.17E-01                 | 1.50E+00                 |
| 2.49E+03                 | 2.61E+03                | 2.55E+03               | 1.16E+01                 | 4.95E+00                 | 6.53E-01                 | 3.04E+00                 |
| 2.61E+03                 | 2.75E+03                | 2.68E+03               | 1.37E+01                 | 7.08E+00                 | 1.01E+00                 | 1.65E+00                 |
| 2.75E+03                 | 3.04E+03                | 2.89E+03               | 1.33E+01                 | 7.21E+00                 | 8.45E-01                 | 2.18E+00                 |
| 3.04E+03                 | 3.35E+03                | 3.19E+03               | 2.48E+01                 | 1.02E+01                 | 1.31E+00                 | 1.94E+00                 |
| 3.35E+03                 | 3.71E+03                | 3.53E+03               | 2.61E+01                 | 9.70E+00                 | 1.59E+00                 | 1.59E+00                 |
| 3.71E+03                 | 4.31E+03                | 4.00E+03               | 2.35E+01                 | 9.48E+00                 | 2.68E+00                 | 1.89E+00                 |



## TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

|          |          |          |          |          |          |          |
|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| 4.31E+03 | 5.53E+03 | 4.88E+03 | 2.00E+01 | 9.12E+00 | 6.21E-01 | 1.69E+00 |
| 5.53E+03 | 7.10E+03 | 6.27E+03 | 1.63E+01 | 6.18E+00 | 4.92E-01 | 2.22E+00 |
| 7.10E+03 | 9.12E+03 | 8.05E+03 | 1.05E+01 | 4.24E+00 | 6.79E-01 | 1.93E+00 |
| 9.12E+03 | 1.17E+04 | 1.03E+04 | 2.31E+01 | 9.59E+00 | 8.61E-01 | 2.84E+00 |
| 1.17E+04 | 1.50E+04 | 1.32E+04 | 3.20E+01 | 1.51E+01 | 3.68E-01 | 3.24E+00 |
| 1.50E+04 | 1.93E+04 | 1.70E+04 | 4.40E+01 | 2.01E+01 | 1.25E+00 | 4.11E+00 |
| 1.93E+04 | 2.19E+04 | 2.06E+04 | 6.57E+01 | 2.93E+01 | 1.55E+00 | 4.60E+00 |
| 2.19E+04 | 2.36E+04 | 2.27E+04 | 8.97E+01 | 3.68E+01 | 2.14E+00 | 5.50E+00 |
| 2.36E+04 | 2.42E+04 | 2.39E+04 | 1.20E+02 | 5.26E+01 | 1.99E+00 | 5.94E+00 |
| 2.42E+04 | 2.48E+04 | 2.45E+04 | 1.60E+02 | 7.51E+01 | 2.89E+00 | 7.03E+00 |
| 2.48E+04 | 2.61E+04 | 2.54E+04 | 1.28E+02 | 5.56E+01 | 2.71E+00 | 6.08E+00 |
| 2.61E+04 | 2.70E+04 | 2.65E+04 | 1.21E+01 | 6.05E+00 | 4.80E-01 | 1.68E+00 |
| 2.70E+04 | 2.85E+04 | 2.77E+04 | 3.28E+00 | 1.39E+00 | 7.56E-01 | 2.76E+00 |
| 2.85E+04 | 3.18E+04 | 3.01E+04 | 2.59E+00 | 2.72E+00 | 4.15E-01 | 1.62E+00 |
| 3.18E+04 | 3.43E+04 | 3.30E+04 | 9.99E+00 | 5.99E+00 | 6.56E-01 | 2.57E+00 |
| 3.43E+04 | 4.09E+04 | 3.75E+04 | 1.73E+01 | 9.46E+00 | 8.88E-01 | 2.41E+00 |
| 4.09E+04 | 4.63E+04 | 4.35E+04 | 2.07E+01 | 9.30E+00 | 1.03E+00 | 2.24E+00 |
| 4.63E+04 | 5.25E+04 | 4.93E+04 | 2.83E+01 | 1.13E+01 | 1.01E+00 | 2.51E+00 |
| 5.25E+04 | 5.66E+04 | 5.45E+04 | 2.29E+01 | 1.28E+01 | 9.12E-01 | 2.16E+00 |
| 5.66E+04 | 6.74E+04 | 6.18E+04 | 3.33E+01 | 1.43E+01 | 1.27E+00 | 2.95E+00 |
| 6.74E+04 | 7.20E+04 | 6.97E+04 | 5.18E+01 | 2.38E+01 | 1.53E+00 | 3.41E+00 |
| 7.20E+04 | 7.95E+04 | 7.57E+04 | 2.55E+01 | 1.22E+01 | 1.16E+00 | 2.94E+00 |
| 7.95E+04 | 8.25E+04 | 8.10E+04 | 1.33E+02 | 5.31E+01 | 3.43E+00 | 7.38E+00 |
| 8.25E+04 | 8.65E+04 | 8.46E+04 | 9.45E+00 | 4.97E+00 | 6.40E-01 | 2.14E+00 |
| 8.65E+04 | 9.80E+04 | 9.21E+04 | 3.43E+01 | 1.13E+01 | 1.02E+00 | 2.33E+00 |
| 9.80E+04 | 1.11E+05 | 1.04E+05 | 4.16E+01 | 1.74E+01 | 9.22E-01 | 2.35E+00 |
| 1.11E+05 | 1.17E+05 | 1.14E+05 | 5.22E+01 | 2.14E+01 | 1.69E+00 | 3.58E+00 |
| 1.17E+05 | 1.23E+05 | 1.20E+05 | 5.33E+01 | 2.27E+01 | 2.11E+00 | 4.82E+00 |
| 1.23E+05 | 1.29E+05 | 1.26E+05 | 7.92E+01 | 3.80E+01 | 2.68E+00 | 7.89E+00 |
| 1.29E+05 | 1.36E+05 | 1.32E+05 | 4.49E+01 | 2.26E+01 | 2.59E+00 | 5.25E+00 |
| 1.36E+05 | 1.43E+05 | 1.39E+05 | 1.07E+02 | 4.63E+01 | 2.10E+00 | 5.40E+00 |
| 1.43E+05 | 1.50E+05 | 1.46E+05 | 1.04E+01 | 7.82E+00 | 6.90E-01 | 1.87E+00 |
| 1.50E+05 | 1.58E+05 | 1.54E+05 | 3.15E+01 | 1.71E+01 | 1.15E+00 | 3.48E+00 |
| 1.58E+05 | 1.66E+05 | 1.62E+05 | 6.07E+01 | 2.51E+01 | 1.95E+00 | 3.72E+00 |
| 1.66E+05 | 1.74E+05 | 1.70E+05 | 5.88E+01 | 2.68E+01 | 1.56E+00 | 3.37E+00 |
| 1.74E+05 | 1.83E+05 | 1.78E+05 | 6.04E+01 | 2.87E+01 | 2.44E+00 | 3.90E+00 |
| 1.83E+05 | 1.93E+05 | 1.88E+05 | 5.48E+01 | 2.20E+01 | 1.38E+00 | 2.76E+00 |
| 1.93E+05 | 2.02E+05 | 1.97E+05 | 2.10E+01 | 8.76E+00 | 1.08E+00 | 2.66E+00 |
| 2.02E+05 | 2.13E+05 | 2.07E+05 | 3.24E+01 | 1.60E+01 | 1.32E+00 | 2.82E+00 |
| 2.13E+05 | 2.24E+05 | 2.18E+05 | 5.70E+01 | 2.35E+01 | 1.63E+00 | 2.82E+00 |
| 2.24E+05 | 2.36E+05 | 2.29E+05 | 4.67E+01 | 2.05E+01 | 1.78E+00 | 3.07E+00 |
| 2.36E+05 | 2.47E+05 | 2.41E+05 | 4.77E+01 | 2.37E+01 | 1.53E+00 | 3.91E+00 |
| 2.47E+05 | 2.73E+05 | 2.60E+05 | 6.52E+01 | 2.92E+01 | 2.47E+00 | 4.58E+00 |
| 2.73E+05 | 2.87E+05 | 2.80E+05 | 4.05E+01 | 1.81E+01 | 1.52E+00 | 3.12E+00 |
| 2.87E+05 | 2.95E+05 | 2.91E+05 | 4.01E+01 | 2.42E+01 | 1.94E+00 | 2.72E+00 |
| 2.95E+05 | 2.97E+05 | 2.96E+05 | 6.77E+01 | 3.04E+01 | 1.73E+00 | 2.66E+00 |
| 2.97E+05 | 2.99E+05 | 2.98E+05 | 6.09E+01 | 5.84E+01 | 2.85E+00 | 2.26E+00 |
| 2.99E+05 | 3.02E+05 | 3.00E+05 | 1.12E+02 | 3.25E+01 | 3.17E+00 | 4.48E+00 |
| 3.02E+05 | 3.34E+05 | 3.18E+05 | 7.73E+01 | 3.50E+01 | 2.39E+00 | 4.10E+00 |
| 3.34E+05 | 3.69E+05 | 3.51E+05 | 6.16E+01 | 2.97E+01 | 1.89E+00 | 2.75E+00 |
| 3.69E+05 | 3.88E+05 | 3.78E+05 | 9.47E+01 | 3.64E+01 | 1.44E+00 | 3.02E+00 |
| 3.88E+05 | 4.08E+05 | 3.98E+05 | 2.03E+01 | 1.28E+01 | 1.43E+00 | 1.86E+00 |
| 4.08E+05 | 4.50E+05 | 4.28E+05 | 2.68E+01 | 1.39E+01 | 8.10E-01 | 1.85E+00 |
| 4.50E+05 | 4.98E+05 | 4.73E+05 | 3.58E+01 | 2.08E+01 | 1.49E+00 | 2.16E+00 |
| 4.98E+05 | 5.23E+05 | 5.10E+05 | 3.08E+01 | 1.58E+01 | 8.67E-01 | 4.11E+00 |
| 5.23E+05 | 5.50E+05 | 5.36E+05 | 4.50E+01 | 2.26E+01 | 8.99E-01 | 3.14E+00 |
| 5.50E+05 | 5.78E+05 | 5.64E+05 | 5.12E+01 | 1.97E+01 | 9.24E-01 | 1.40E+00 |
| 5.78E+05 | 6.08E+05 | 5.93E+05 | 4.95E+01 | 2.89E+01 | 1.45E+00 | 1.52E+00 |
| 6.08E+05 | 6.39E+05 | 6.23E+05 | 7.08E+01 | 3.55E+01 | 1.01E+00 | 1.44E+00 |
| 6.39E+05 | 6.72E+05 | 6.55E+05 | 6.64E+01 | 3.00E+01 | 8.43E-01 | 1.28E+00 |

# TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

|          |          |          |          |          |          |          |
|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| 6.72E+05 | 7.07E+05 | 8.89E+05 | 4.55E+01 | 2.04E+01 | 8.34E-01 | 1.01E+00 |
| 7.07E+05 | 7.43E+05 | 7.25E+05 | 2.16E+01 | 1.10E+01 | 7.19E-01 | 1.27E+00 |
| 7.43E+05 | 7.81E+05 | 7.62E+05 | 1.88E+01 | 8.10E+00 | 4.38E-01 | 4.57E-01 |
| 7.81E+05 | 8.21E+05 | 8.01E+05 | 2.19E+01 | 8.26E+00 | 4.20E-01 | 5.59E-01 |
| 8.21E+05 | 8.63E+05 | 8.42E+05 | 1.92E+01 | 7.26E+00 | 6.10E-01 | 1.21E+00 |
| 8.63E+05 | 9.07E+05 | 8.85E+05 | 1.04E+01 | 9.91E+00 | 5.22E-01 | 7.85E-01 |
| 9.07E+05 | 9.62E+05 | 9.34E+05 | 3.24E+01 | 1.42E+01 | 4.43E-01 | 1.89E-01 |
| 9.62E+05 | 1.00E+06 | 9.81E+05 | 1.23E+01 | 6.66E+00 | 1.53E-01 | 3.06E-01 |
| 1.00E+06 | 1.11E+06 | 1.05E+06 | 1.21E+01 | 5.31E+00 | 2.26E-01 | 2.72E-01 |
| 1.11E+06 | 1.16E+06 | 1.13E+06 | 1.57E+01 | 1.07E+01 | 1.38E-01 | 1.17E+00 |
| 1.16E+06 | 1.22E+06 | 1.19E+06 | 2.27E+01 | 9.70E+00 | 1.74E-01 | 1.03E-01 |
| 1.22E+06 | 1.29E+06 | 1.25E+06 | 7.31E+00 | 2.48E+00 | 4.06E-02 | 8.57E-02 |
| 1.29E+06 | 1.35E+06 | 1.32E+06 | 1.41E+01 | 7.37E+00 | 3.69E-02 | 1.44E-01 |
| 1.35E+06 | 1.42E+06 | 1.38E+06 | 3.96E+00 | 3.80E+00 | 6.46E-02 | 4.42E-02 |
| 1.42E+06 | 1.50E+06 | 1.46E+06 | 3.66E+00 | 1.69E+00 | 3.30E-02 | 1.31E-02 |
| 1.50E+06 | 1.57E+06 | 1.53E+06 | 2.00E+00 | 2.23E+00 | 1.48E-02 | 1.20E-02 |
| 1.57E+06 | 1.65E+06 | 1.61E+06 | 1.81E+00 | 1.18E+00 | 2.71E-02 | 2.38E-01 |
| 1.65E+06 | 1.74E+06 | 1.69E+06 | 1.46E+00 | 1.43E+00 | 5.82E-02 | 3.37E-02 |
| 1.74E+06 | 1.83E+06 | 1.78E+06 | 4.23E+00 | 1.96E+00 | 2.72E-02 | 7.27E-02 |
| 1.83E+06 | 1.92E+06 | 1.87E+06 | 4.36E+00 | 7.92E-01 | 3.31E-02 | 1.30E-02 |
| 1.92E+06 | 2.02E+06 | 1.97E+06 | 1.12E+00 | 1.30E+00 | 2.79E-02 | 3.08E-02 |
| 2.02E+06 | 2.12E+06 | 2.07E+06 | 4.64E-01 | 5.99E-01 | 2.20E-03 | 7.82E-02 |
| 2.12E+06 | 2.23E+06 | 2.17E+06 | 3.85E+00 | 9.59E-01 | 1.04E-02 | 1.78E-01 |
| 2.23E+06 | 2.31E+06 | 2.27E+06 | 5.90E-01 | 6.40E-01 | 3.39E-03 | 3.14E-03 |
| 2.31E+06 | 2.35E+06 | 2.33E+06 | 1.03E+00 | 3.33E+00 | 7.77E-03 | 1.30E-03 |
| 2.35E+06 | 2.37E+06 | 2.36E+06 | 1.93E+01 | 2.02E+00 | 6.72E-03 | 3.46E-04 |
| 2.37E+06 | 2.39E+06 | 2.38E+06 | 3.83E-01 | 1.90E+00 | 1.11E-03 | 1.41E-02 |
| 2.39E+06 | 2.47E+06 | 2.43E+06 | 4.47E+00 | 1.48E+00 | 7.09E-03 | 1.80E-04 |
| 2.47E+06 | 2.59E+06 | 2.53E+06 | 2.92E-01 | 1.83E-01 | 1.75E-03 | 9.00E-03 |
| 2.59E+06 | 2.73E+06 | 2.66E+06 | 5.79E-01 | 3.32E-01 | 2.99E-03 | 9.95E-03 |
| 2.73E+06 | 2.87E+06 | 2.80E+06 | 6.30E-02 | 6.67E-02 | 8.20E-02 | 2.81E-03 |
| 2.87E+06 | 3.01E+06 | 2.94E+06 | 6.53E-02 | 1.73E-01 | 6.67E-03 | 7.66E-04 |
| 3.01E+06 | 3.17E+06 | 3.09E+06 | 7.66E-02 | 8.36E-02 | 2.42E-02 | 4.22E-02 |
| 3.17E+06 | 3.33E+06 | 3.25E+06 | 1.40E+00 | 3.24E-01 | 1.54E-03 | 7.25E-16 |
| 3.33E+06 | 3.68E+06 | 3.50E+06 | 4.86E-01 | 1.04E+00 | 3.23E-04 | 6.22E-04 |
| 3.68E+06 | 4.07E+06 | 3.87E+06 | 1.37E-01 | 1.47E-01 | 1.34E-02 | 6.98E-15 |
| 4.07E+06 | 4.49E+06 | 4.27E+06 | 8.10E-02 | 5.42E-01 | 5.57E-04 | 2.80E-05 |
| 4.49E+06 | 4.72E+06 | 4.60E+06 | 2.09E-02 | 2.55E-02 | 8.13E-05 | 6.88E-14 |
| 4.72E+06 | 4.97E+06 | 4.84E+06 | 2.06E-01 | 2.57E-01 | 5.17E-05 | 4.00E-19 |
| 4.97E+06 | 5.22E+06 | 5.09E+06 | 4.89E-02 | 1.27E-02 | 5.17E-05 | 4.98E-19 |
| 5.22E+06 | 5.49E+06 | 5.35E+06 | 3.23E-02 | 1.08E-02 | 8.33E-05 | 1.05E-20 |
| 5.49E+06 | 5.77E+06 | 5.63E+06 | 3.01E-02 | 3.93E-02 | 9.21E-05 | 6.46E-15 |
| 5.77E+06 | 6.07E+06 | 5.92E+06 | 4.28E-02 | 8.01E-03 | 2.73E-04 | 2.46E-13 |
| 6.07E+06 | 6.38E+06 | 6.22E+06 | 1.02E-02 | 2.65E-06 | 1.03E-04 | 1.55E-15 |
| 6.38E+06 | 6.59E+06 | 6.48E+06 | 1.49E-12 | 5.63E-10 | 7.52E-05 | 1.30E-28 |
| 6.59E+06 | 6.70E+06 | 6.64E+06 | 0.00E+00 | 6.71E-03 | 1.23E-03 | 0.00E+00 |
| 6.70E+06 | 7.05E+06 | 6.87E+06 | 2.52E-02 | 4.13E-02 | 3.09E-03 | 1.14E-04 |
| 7.05E+06 | 7.41E+06 | 7.23E+06 | 4.77E-03 | 1.05E-02 | 7.59E-05 | 1.88E-21 |
| 7.41E+06 | 7.79E+06 | 7.60E+06 | 8.00E-06 | 2.49E-03 | 1.07E-04 | 1.66E-18 |
| 7.79E+06 | 8.19E+06 | 7.99E+06 | 8.39E-02 | 2.17E-02 | 4.39E-04 | 6.17E-04 |
| 8.19E+06 | 8.61E+06 | 8.40E+06 | 9.60E-03 | 1.04E-02 | 7.73E-04 | 8.29E-04 |
| 8.61E+06 | 9.05E+06 | 8.83E+06 | 2.51E-07 | 5.79E-07 | 4.98E-05 | 5.66E-05 |
| 9.05E+06 | 9.51E+06 | 9.28E+06 | 4.75E-03 | 9.62E-03 | 5.12E-12 | 3.51E-17 |
| 9.51E+06 | 1.00E+07 | 9.75E+06 | 1.45E-02 | 2.30E-03 | 5.01E-05 | 1.18E-04 |
| 1.00E+07 | 1.05E+07 | 1.02E+07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.19E-02 | 5.85E-05 |
| 1.05E+07 | 1.11E+07 | 1.08E+07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 8.91E-03 | 4.17E-20 |
| 1.11E+07 | 1.16E+07 | 1.13E+07 | 1.78E-01 | 1.31E-01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 1.16E+07 | 1.22E+07 | 1.19E+07 | 1.03E-02 | 2.73E-01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 1.22E+07 | 1.28E+07 | 1.25E+07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 1.28E+07 | 1.35E+07 | 1.31E+07 | 4.85E-03 | 2.46E-03 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |

# TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.

Hauptabteilung Energietechnik und Anlagensicherheit

---

|          |          |          |          |          |          |          |
|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| 1.35E+07 | 1.38E+07 | 1.36E+07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 1.38E+07 | 1.42E+07 | 1.40E+07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 1.42E+07 | 1.46E+07 | 1.44E+07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 1.46E+07 | 1.49E+07 | 1.47E+07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 1.49E+07 | 1.57E+07 | 1.53E+07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 1.57E+07 | 1.65E+07 | 1.61E+07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 1.65E+07 | 1.73E+07 | 1.69E+07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |

## Orts- und Abstandsabhängigkeiten der Dosisleistung am CASTOR IIa

Bundesamt für Strahlenschutz, ET 3.2 und ET 3.3

---

F.-M. Börst, C. Hannibal, F.H. Heimlich, W. Hintzen, U. Müller, C. Sachse\*, H. Scheib, R. Waltermann

\* Fa. Stoller

### Einleitung

Die Aufbewahrungsgenehmigung vom 05.09.1983, in der Fassung der 2. Änderung und Ergänzung vom 27.04.1994 für das Transportbehälterlager Gorleben (TBL) erlaubt die Aufbewahrung von bestrahlten Brennelementen in Behältern der Bauarten CASTOR Ia, Ib, Ic und IIa. In Ausnutzung dieser Genehmigung wurde im April 1995 der erste Castor IIa Behälter, beladen mit 9 Brennelementen aus dem Kernkraftwerk Phillipsburg, in das TBL eingelagert. Im Zusammenhang mit dem Antransport und der Einlagerung wurden zahlreiche Diskussionen über die auftretenden Strahlenexpositionen geführt. Hierbei standen Neutronenexpositionen im Mittelpunkt des Interesses, da sie an mit bestrahlten Brennelementen beladenen Behältern die dominierende Komponente des Strahlungsfeldes darstellen. Dies resultiert aus der Bestrahlungsgeschichte im Reaktor und den Abschirmeigenschaften des Behälters. Die Größe der Neutronenkomponente und das Verhältnis von Neutronen- und  $\gamma$ -Dosisleistung hängt stark von der Vorgeschichte des Brennstoffes, insbesondere vom Abbrand (in  $\text{GWd}/t_{\text{SM}}$ ) und von der Abklingzeit nach der Entladung aus dem Reaktor ab. Insbesondere verringern längere Abklingzeiten die  $\gamma$ -Dosisleistung.

Vor der Einlagerung weiterer Behälter ergab sich somit die einmalige Gelegenheit, das Strahlungsfeld eines beladenen Behälters auszumessen.

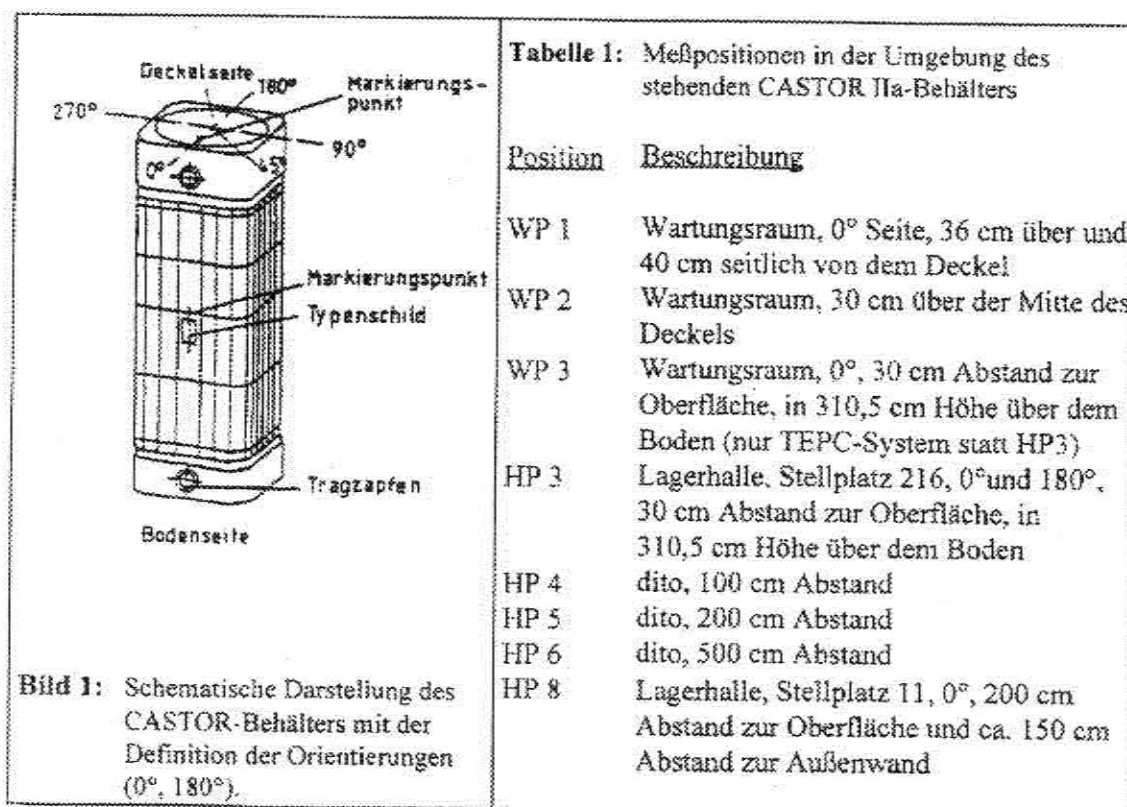
Dieser Bericht enthält die Ergebnisse der Messungen der Arbeitsgruppe aus Mitgliedern der Fachgebiete ET 3.2 und ET 3.3 des BfS bezüglich der Orts- und Abstandsabhängigkeiten der Neutronen- und Gammastrahlung.

## Untersuchungsgegenstand und Meßbedingungen

Der Castor-Behälter läßt sich als Quader mit einer quadratischen Grundfläche beschreiben, bei der die Ecken abgerundet sind. Die Grundfläche hat eine Kantenlänge von ca. 2 m, der Quader ist ca 6 m lang. Der gesamte Behälter hat eine Masse von etwa 121 Mg.

Der Grundkörper des Castor besteht aus massivem Kugelgraphitguß (GGG 40) und hat in radialer Richtung eine Dicke von etwa 44 cm. In den Grundkörper sind zwei versetzt angeordnete Reihen axialer, mit Polyethylen gefüllter Bohrungen eingebracht. Die Außenoberfläche des Grundkörpers ist mit axial angeordneten Kühlrippen versehen. Im Deckelbereich zwischen Primär- und Sekundärdeckel und im Bodenbereich des Behälters sind Moderatorplatten angebracht.

Alle Messungen wurden an dem auf der Bodenplatte senkrecht stehenden Behälter durchgeführt. Die Lage der Meßpunkte und deren Abstände zur Oberfläche sind in Abb. 1, entnommen aus PTB Bericht 7.2-9/95, dargestellt.



**Tabelle 1:** Meßpositionen in der Umgebung des stehenden CASTOR IIa-Behälters

| Position | Beschreibung  |
|----------|---|
| WP 1     | Wartungsraum, 0° Seite, 36 cm über und 40 cm seitlich von dem Deckel  |
| WP 2     | Wartungsraum, 30 cm über der Mitte des Deckels  |
| WP 3     | Wartungsraum, 0°, 30 cm Abstand zur Oberfläche, in 310,5 cm Höhe über dem Boden (nur TEPC-System statt HP3) |
| HP 3     | Lagerhalle, Stellplatz 216, 0° und 180°, 30 cm Abstand zur Oberfläche, in 310,5 cm Höhe über dem Boden      |
| HP 4     | dito, 100 cm Abstand  |
| HP 5     | dito, 200 cm Abstand  |
| HP 6     | dito, 500 cm Abstand  |
| HP 8     | Lagerhalle, Stellplatz 11, 0°, 200 cm Abstand zur Oberfläche und ca. 150 cm Abstand zur Außenwand           |

Die Untersuchungen im Deckelbereich erfolgten im Wartungsraum des TBL. Diese Messungen wurden insbesondere für strahlenschutztechnische Belange des Lagers selbst durchgeführt. Die Meßpunkte (WP1 und WP2) befinden sich an den Stellen, wo sich auch das Personal des TBL Gorleben bei den Abfertigungsarbeiten im Zusammenhang mit der Einlagerung des Behälters (z.B. Anbringen des Druckschalters im Sekundärdeckel) aufhält.

Die höchsten Werte der Dosisleistung waren in Höhe des maximalen Abbrandes der Brennelemente zu erwarten, d.h. bei 3,10 m über dem Behälterboden. In der Mitte der Lagerhalle (Stellplatz 216) wurden in dieser Höhe am freistehenden Container auf der 0°-Achse Messungen zur Ermittlung des Abstandsverhaltens sowie der axialen Verteilung durchgeführt. Zusätzlich wurde in dieser Höhe die radiale Verteilung der Neutronen- und der  $\gamma$ -Dosisleistung aufgenommen.



Von besonderem Interesse bezüglich der im Genehmigungsverfahren betrachteten Auslegungswerten und von Dosisleistungsgrenzwerten gemäß den geltenden Transportvorschriften waren die Dosisleistungen an der Manteloberfläche des Behältergrundkörpers und in 2 m Abstand von der Oberfläche. Aus meßtechnischen Gründen - insbesondere bedingt durch die Abmessungen der Neutronenmeßgeräte - sind Messungen direkt an der Behälteroberfläche nicht möglich. Daher wurde ein Abstand von 0,3 m gewählt (WP1, WP2, HP3).

## Verwendete Meßgeräte

Die Neutronen-Ortsdosisleistungen wurden mit folgenden kommerziellen Meßgeräten, sogenannten 'Rem-Countern' gemessen:

**N 91**, Harwell Instruments (GB)

*Leake*-Typ, spärlicher Moderator und  $^3\text{He}$ -Zählrohr, 6,6 kg

**0949** Harwell Instruments (GB)

*Leake*-Typ, spärlicher Moderator und  $^3\text{He}$ -Zählrohr, 6 kg  
(benutzt als Kontrollgerät)

Für die Messung von Gamma-Ortsdosisleistungen wurden verwendet:

Dosimeter **H7907-1** der Fa. Halle

Handdosimeter **FH 40F2** der Fa. FAG Kugelfischer

Szintomat **6134 A** der Fa. Automess



## Ergebnisse

### Messung der radialen Verteilung der Ortsdosisleistung

#### a) Neutronen-Strahlung

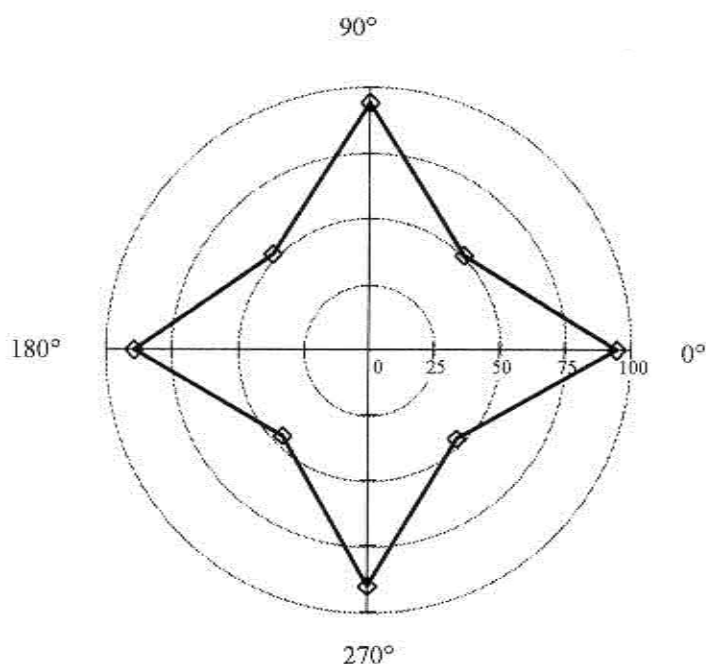
Mit dem Neutronenmonitor N 91 wurde im Wartungsraum die Ortsdosisleistung in 3,1 m Höhe des Castor IIa in 45° Schritten umlaufend gegen den Uhrzeigersinn in 30 cm Abstand (Detektormitte zur Rippenspitze) ermittelt (s. Tab. 1 und Abb. 2). Eine Korrektur mit den Ergebnissen der Bonner-Spektrometer-Messungen der PTB und des BfS ist hier noch nicht vorgenommen. Der statistische Fehler kann aus der Impulszahl ermittelt werden. Bei der Messung der radialen Verteilung der Neutronenortsdosisleistung lag er in der Größenordnung von 1,4%.

**Tab. 1:** Gezählte Impulse und Neutronenortsdosisleistung

| Position<br>[°] | Zeit<br>[min] | Anzahl<br>Impulse | Ortsdosisleistung<br>[ $\mu\text{Sv/h}$ ]* |
|-----------------|---------------|-------------------|--|
| 0               | 4             | 5470              | 95   |
| 45              | 7             | 5124              | 51   |
| 90              | 5             | 6783              | 94   |
| 135             | 7             | 5188              | 51,5                                       |
| 180             | 4             | 5101              | 89   |
| 225             | 8             | 5336              | 46   |
| 270             | 4             | 5208              | 90,5                                       |
| 315             | 8             | 5581              | 48   |
| 360             | 4             | 5470              | 95   |

\*mit  $k=1,1574 \cdot 10^{-9}$  Sv pro Impuls, unkorrigiert

**Abb. 2:** Radialverteilung der Neutronen-Ortsdosisleistung [ $\mu\text{Sv/h}$ ]



Die Verteilung ist nahezu symmetrisch, d.h. die eingelagerten Brennelemente sind gleichartig. Die Einbuchtungen spiegeln die größeren Abschirmdicken an den Ecken des Behälters wider.

**b) Gamma-Strahlung**

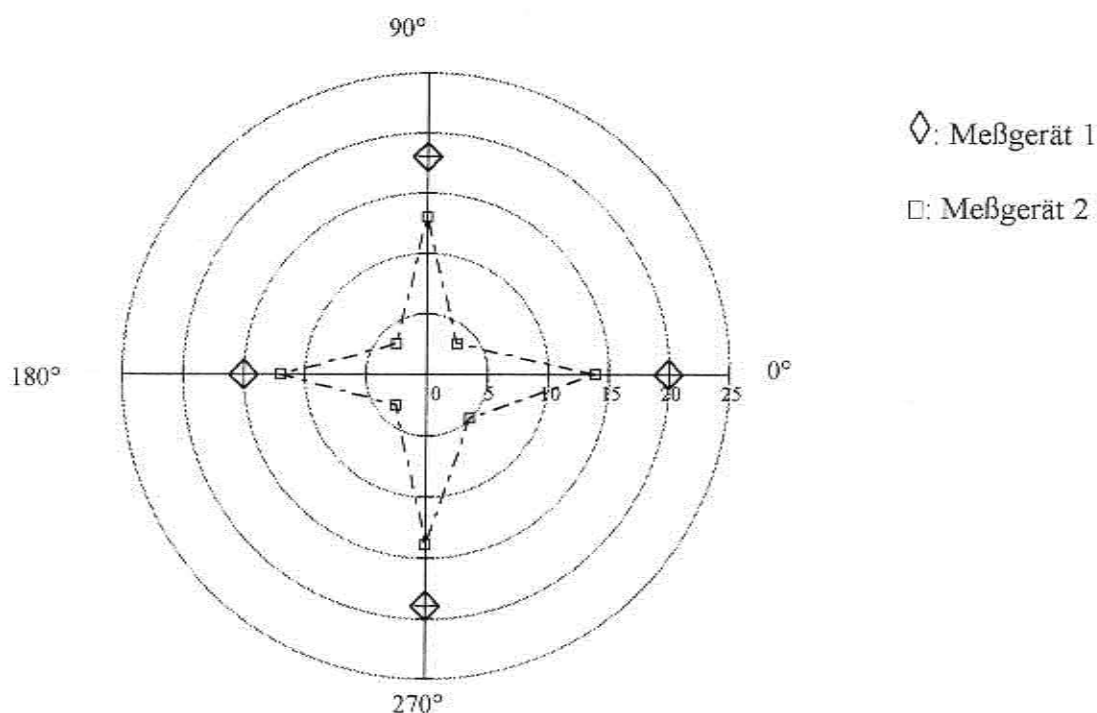
Analog zu den Messungen der Neutronenortsdosisleistung wurde die  $\gamma$ -Ortsdosisleistung ebenfalls im Wartungsraum in 3,1 m Höhe (Behältermitte) umlaufend gegen den Uhrzeigersinn in 30 cm Abstand (Detektormitte zur Rippenspitze) aufgenommen (vgl. Tab. 2 und Abb. 3). Für die Gammamessungen wurde ein typischer Fehler in der Größenordnung von 10% angenommen, da bei den verwendeten, direkt die integrale Dosisleistung anzeigenden Meßgeräten keine Zählstatistik möglich war. Der angenommene Fehlerbereich entsprach den Schwankungsbreiten der Geräteanzeigen bei der Vorwahl kürzerer Integrationszeiten.

**Tab. 2** Gamma-Ortsdosisleistung

| Position [°] | Meßgerät 1 [µSv/h] | Meßgerät 2 [µSv/h] |
|--------------|--------------------|--------------------|
| 0            | 20                 | 14                 |
| 45           | -                  | 3,5                |
| 90           | 18                 | 13                 |
| 135          | -                  | 3,5                |
| 180          | 15                 | 12                 |
| 225          | -                  | 3,5                |
| 270          | 19                 | 14                 |
| 315          | -                  | 5                  |
| 360          | 20                 | 14                 |

Meßgerät: 1) Handdosimeter **FH 40F2** Fabr.Nr.:006914  
 2) Szintomat **6134 A** Fabr.Nr.:77761

**Abb.3:** Radialverteilung der  $\gamma$ -Ortsdosisleistung [µSv/h] (gem. in Höhe der Behältermitte)



## Messung der axialen Verteilung der Dosisleistung

### a) Neutronen-Strahlung

Ebenfalls mit dem Neutronenmonitor N91 wurde im Wartungsraum entlang der 0°-Achse das axiale Profil der Neutronenstrahlung aufgenommen, ebenso an der Lagerposition 011 entlang der 180°-Achse (vgl. Tab. 3 und 4, sowie Abb. 4). Der statistische Fehler lag zwischen 1,4 und 4,4%.

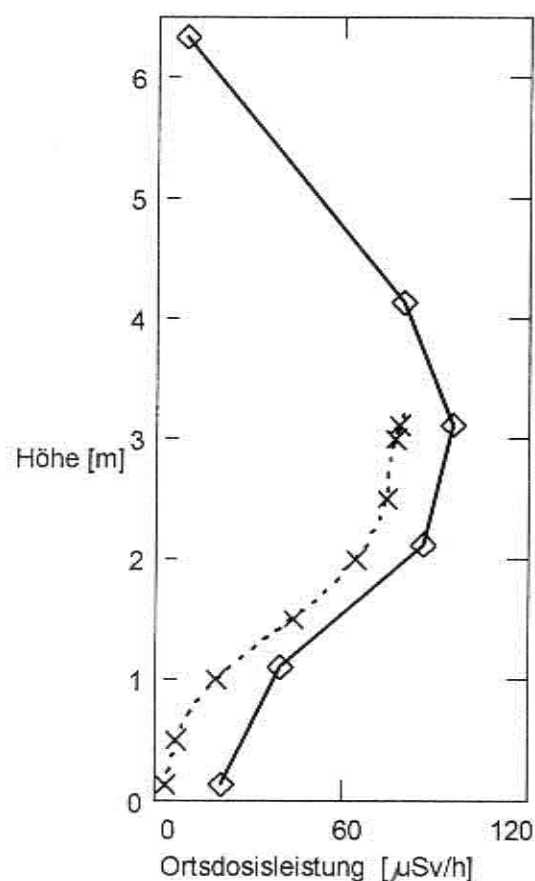
**Tab.3:** Gezählte Impulse und Neutronen-Ortsdosisleistungen, unkorrigiert; (Wartungsraum, 0°-Achse)

| Höhe [m] | Zeit [min:ss] | Anzahl [Impulse] | Ortsdosisleistung [ $\mu\text{Sv/h}$ ] |
|----------|---------------|------------------|--|
| 6,33     | 40:02         | 5165             | 9                                      |
| --       | --            | --               | --                                     |
| 4,13     | 5:01          | 5745             | 79,5                                   |
| 3,12     | 4:00          | 5470             | 95                                     |
| 2,11     | 5:00          | 6201             | 86,1                                   |
| 1,10     | 10:01         | 5815             | 40,3                                   |
| 0,13     | 17:00         | 5227             | 21,3                                   |

**Tab. 4:** Gezählte Impulse und Neutronen-Ortsdosisleistungen, unkorrigiert; (Lagerposition 011, 180°-Achse)

| Höhe [m] | Zeit [mm:ss] | Anzahl [Impulse] | Ortsdosisleistung [ $\mu\text{Sv/h}$ ] |
|----------|--------------|------------------|--|
| 3,12     | 02:30        | 2814             | 78,2                                   |
| 3,00     | 02:30        | 2756             | 76,6                                   |
| 2,50     | 02:31        | 2672             | 73,7                                   |
| 2,00     | 03:30        | 3238             | 64,2                                   |
| 1,50     | 07:00        | 4418             | 43,8                                   |
| 1,00     | 09:30        | 2671             | 19,5                                   |
| 0,50     | 20:00        | 2001             | 6,9                                    |
| 0,00     | 10:00        | 512              | 3,6                                    |

**Abb.4:** Axialprofil der Neutronendosisleistung  
 (Kurve mit Symbol Raute : 0° Achse in Wartungsraum)  
 (Kurve mit Symbol Kreuz : 180° Achse auf Pos. 011)



Es zeigt sich der erwartete Verlauf mit einer deutlichen Überhöhung in der Mitte des Behälters infolge der Abbrandüberhöhung in der Mitte der Brennelemente.

Der Unterschied in den Intensitäten zwischen der Messung im Wartungsraum und der Messung an der Lagerposition 011 in Richtung des offenen Raumes beruht auf der Rückstreuung an den nahegelegenen Betonwänden des Wartungsraumes.

**b) Gamma-Strahlung**

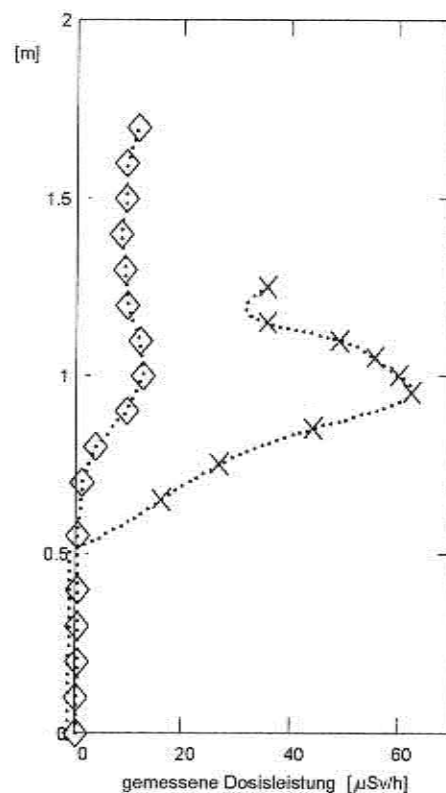
An der Lagerposition 216 (in der Mitte der Lagerhalle) wurde die Axialverteilung der  $\gamma$ -Ortsdosisleistung mit dem Dosimeter FH 40F2 im unteren Drittel des Behälters aufgenommen. Auch bei diesen Messungen wurde eine Unsicherheit von 10% für die gemessenen Ortsdosisleistungen zugrunde gelegt.

**Tab. 5:** Axialprofil der  $\gamma$ -Ortsdosisleistung im unteren Drittel des Behälters

| Höhe [cm] | Ortsdosisleistung [ $\mu\text{Sv/h}$ ]<br>(180°, 30 cm Abstand) | Ortsdosisleistung [ $\mu\text{Sv/h}$ ]<br>(270°, 10 cm Abstand) |
|-----------|---|---|
| 0         | 0,36  |   |
| 10        | 0,34  |   |
| 20        | 0,37  |   |
| 30        | 0,44  |   |
| 40        | 0,54  |   |
| 55        | 0,44  |   |
| 65        |   | 15,85   |
| 70        | 1,2   |   |
| 75        |   | 26,75   |
| 80        | 3,65  |   |
| 85        |   | 44  |
| 90        | 9,5   |   |
| 95        |   | 62,5  |
| 100       | 12,5  | 60  |
| 105       |   | 60,5  |
| 110       | 12  | 55,5  |
| 115       |   | 49  |
| 120       | 9,5   |   |
| 125       |   | 35,5  |
| 130       | 9,0   |   |
| 140       | 8,25  |   |
| 150       | 9,4   |   |
| 160       | 9,3   |   |
| 170       | 11,5  |   |

**Abb. 5:** Axialprofil der  $\gamma$ -Ortsdosisleistung

Kurve mit Symbol Raute: 180°, 30 cm  
 Kurve mit Symbol Kreuz: 270°, 10 cm  
 Punktierete Linien: Interpolation mittels Spline Funktion



Die Messung mit geringerem Abstand läßt deutlich die Erhöhung der Gamma-Quellstärke, verursacht durch die Fußstücke der Brennelemente, erkennen. Im etwas weiteren Abstand ist die Erhöhung nur noch verschmiert erkennbar.

## Abstandsverhalten

## a) Neutronen-Strahlung

An der Lagerposition 216 wurde die Schwächung der Neutronen-Strahlung als Funktion des Abstandes zum Behälter aufgenommen. Die Ergebnisse sind in der Tabelle 6 und der zugehörigen Abbildung wiedergegeben. Der statische Fehler lag hier zwischen 1,4 und 2,4%.

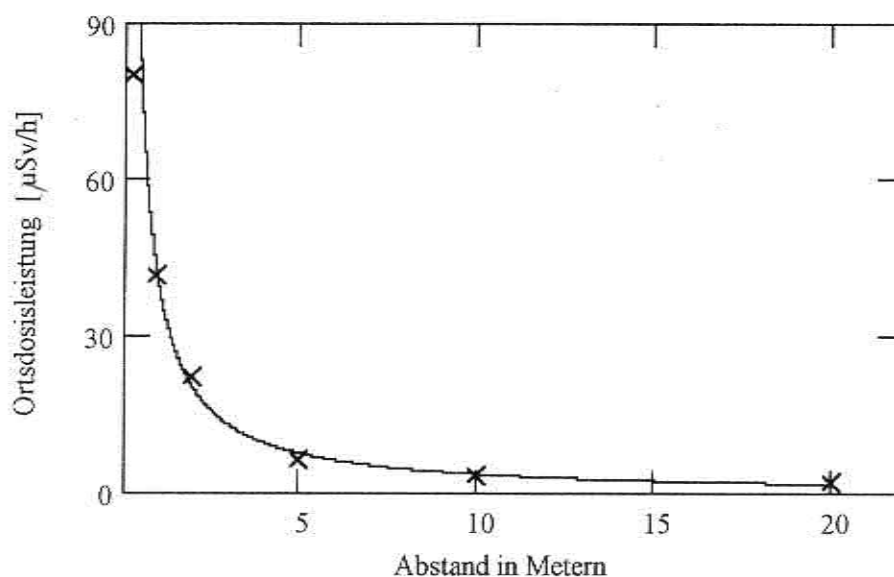
**Tab. 6:** n-Messung mit N91 180°-Position in 3,105 m Höhe, Lagerposition 216

| Abstand<br>[m] | Zeit<br>[min:ss] | Anzahl<br>[Impulse] | Ortsdosisleistung,<br>unkorrigiert<br>[ $\mu\text{Sv/h}$ ] |
|----------------|------------------|---------------------|--|
| 0,3            | 05:00            | 5778                | 80,3   |
| 1              | 07:00            | 4196                | 41,7   |
| 2              | 10:00            | 3193                | 22,2   |
| 5*             | 30:00            | 2828                | 6,5  |
| 10*            | 40:00            | 2091                | 3,6  |
| 20             | 60:00            | 1817                | 2,1  |

\*: spätere Wiederholungsmessung an Lagerposition 011

**Abb. 6:** Abstandsverhalten der Neutronen-Strahlung

(durchgezogene Kurve - Fit mit  $y = \frac{a}{x^b}$ )



**Anmerkung:** Der Meßwert für 0,3 m Abstand wurde wegen der Detektorabmessungen nicht zum Fit verwendet.

Das Ergebnis:  $a = 42,4 \pm 0,4\%$  [ $\mu\text{Sv/h}$ ] und  $b = 1,07 \pm 0,5\%$  zeigt, daß für die Neutronen-Strahlung in guter Näherung im Nahbereich des Behälters (bis zu einem Abstand von ca. 20 m) eine  $1/r$  Abhängigkeit vorliegt.

## b) Gamma-Strahlung

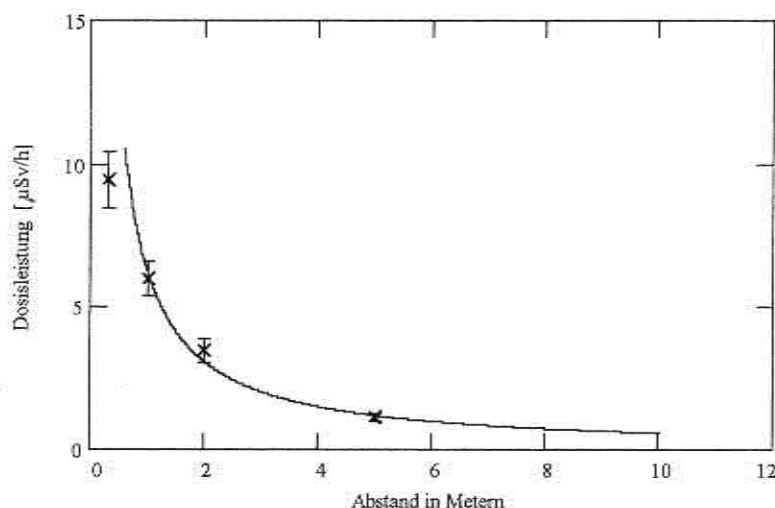
Ebenfalls an der Lagerposition 216 wurde die Schwächung der Gamma-Strahlung als Funktion des Abstandes zum Behälter aufgenommen. Die Ergebnisse sind in der Tabelle 7 und Abb. 7 dargestellt. Wegen der geringen Ortsdosisleistungen konnte mit den benutzten Meßgeräten nur bis zum Abstand 5 m gemessen werden. Als Unsicherheit in den Meßwerten wurden ebenfalls 10% angenommen.

**Tab. 7:** Gamma-Ortsdosisleistung als Funktion des Abstandes

| Abstand<br>[m] | Ortsdosisleistung<br>[ $\mu\text{Sv/h}$ ] |
|----------------|---|
| 0,3            | 9,5                                       |
| 1,0            | 6,0                                       |
| 2,0            | 3,5                                       |
| 5,0            | 1,15                                      |

**Abb. 7:** Abstandsverhalten der Gamma-Strahlung

(durchgezogene Kurve - Fit mit  $y = \frac{a}{x^b}$ )



Anmerkung: Der Meßwert für 0,3 m Abstand wurde wegen der Detektorabmessungen nicht zum Fit verwendet.

Das Ergebnis:  $a = 6,3 \pm 6,4\%$  [ $\mu\text{Sv/h}$ ] und  $b = 1,02 \pm 6,5\%$  zeigt, daß auch bei der Gamma-Strahlung in guter Näherung im Nahbereich des Behälters eine  $1/r$  Abhängigkeit vorliegt.



---

**Liste der bisher erschienenen  
BfS-ET-Berichte**

---

BfS-ET-1/90

*Brennecke, P.; Schumacher, J.*

Anfall radioaktiver Abfälle in der Bundesrepublik Deutschland - Abfallerhebung für das Jahr 1989 - Braunschweig 1990

BfS-ET-2/90

Fortschreibung des Zusammenfassenden Zwischenberichtes über bisherige Ergebnisse der Standortuntersuchung Gorleben im Mai 1983.

Salzgitter 1990

BfS-ET-3/90

*Brennecke, P.; Warnecke, E.*

Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Vorläufige Endlagerungsbedingungen, Stand: April 1990) - Schachanlage Konrad -

Salzgitter, April 1990

BfS-ET-3/90-REV-1

*Brennecke, P.; Warnecke, E.*

Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Vorläufige Endlagerungsbedingungen, Stand: April 1990 in der Fassung Juli 1991)

- Schachanlage Konrad -

Salzgitter, Juli 1991

BfS-ET-3/90-REV-2

*Brennecke, P. (Hrsg.)*

Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Vorläufige Endlagerungsbedingungen, Stand: April 1990 in der Fassung Oktober 1993)

- Schachanlage Konrad -

Salzgitter, Oktober 1993

BfS-ET-3/90-REV-3

*Brennecke, P. (Hrsg.)*

Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: September 1994)

- Schachanlage Konrad -

Salzgitter, September 1994

BfS-ET-4/90

*Brennecke, P.; Warnecke, E.*

Requirements on radioactive wastes for disposal. Aktualisierter PTB-Bericht PTB-SE-17.

Im Druck

BfS-ET-5/90

*Berg, H. P.*

Vereinfachte Überprüfung der Einhaltung von Aktivitätsbegrenzungen für in das Endlager Konrad einlagerbare Abfallgebinde auf der Basis der Neufassung der Strah-

lenschutzverordnung.

Salzgitter, April 1990

BfS-ET-5/90-REV-1

-: Erste revidierte Auflage von BfS-ET-5/90.

Salzgitter, August 1991

BfS-ET-6/90

*Berg, H. P.; Brennecke, P.*

The Konrad Mine. The Planned German Repository for Radioactive Waste with Negligible Heat Generation.

Salzgitter 1990

BfS-ET-7/90

*Berg, H. P.; Lange, F.*

Vorgehensweise bei der Ableitung von Aktivitätsgrenzwerten aus den Ergebnissen der Störfallanalysen und Auswirkungen der Revision der Strahlenschutzverordnung und der zugehörigen Berechnungsgrundlagen.

Salzgitter, August 1990

BfS-ET-8/91

*Piefke, F.; Wollrath, J.*

Berechnung der Diffusion von Wasserstoff aus einer Einlagerungskammer in das umgebende Gestein.

Analytische Lösungen der zeitabhängigen Diffusionsgleichung im Außenraum eines unendlich langen Zylinders, im Halbraum, in einer Wand und im Außenraum einer Kugel mit konstanten Konzentrationen an den Rändern.

Salzgitter, April 1991

BfS-ET-9/91

*Berg, H.P.; Fischer, H.; Piefke, F.*

ANKONA. Programm zur rechnerischen Überprüfung an im geplanten Endlager Konrad einzulagernde radioaktive Abfälle. Version November 1990.

Salzgitter, Mai 1991

BfS-ET-10/91

*Brennecke, P.; Martens, B.-R. (Hrsg.)*

Endlagerungsbedingungen und Produktkontrolle.

Salzgitter, Juli 1991

BfS-ET-11/91

*Warnecke, E.; Hollmann, A.*

Anfall radioaktiver Abfälle in der Bundesrepublik Deutschland - Abfallerhebung für das Jahr 1990 -

Salzgitter, Oktober 1991

BfS-ET-12/92

*Kugel, K.; Brennecke, P.; Giller, H. (Hrsg.)*

Entsorgung radioaktiver Abfälle.

Vorträge der Informationsveranstaltung am 25. und 26. November 1991 im BfS, Berlin.

Salzgitter, Juni 1992

BfS-ET-13/92

*Wollrath, J.; Arens, G.*

INTRAVAL Phase 2: Untersuchungen zum Einfluß der Dichteschichtung auf das Strömungsverhalten am Beispiel des Pumpversuchs "Weißes Moor".

Salzgitter, Juni 1992

BfS-ET-14/92

*Kugel, K.; Noack, W.; Giller, H. (Bearbeiter)*

Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle und Maßnahmen zur Produktkontrolle radioaktiver Abfälle. Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM). Stand: Juli 1992.

Salzgitter, Juli 1992

BfS-ET-14/92-REV-1

*Kugel, K.; Noack, W.; Bard, Ch.; Giller, H.; Martens, B.-R. (Bearbeiter)*

Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle und Maßnahmen zur Produktkontrolle radioaktiver Abfälle. Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM). Stand: November 1992.

Salzgitter, März 1993

BfS-ET-14/92-REV-2

*Kugel, K.; Noack, W.; Bard, Ch.; Giller, H.; Martens, B.-R.; Brennecke, P. (Bearbeiter)*

Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle und Maßnahmen zur Produktkontrolle radioaktiver Abfälle. Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM). Teil I: Endlagerungsbedingungen. Stand: September 1993.

Salzgitter, September 1993

BfS-ET-15/92

*Börst, F.-M.; Rimpler, A.*

Strahlungsmessung an einem Transportbehälter für die Beförderung abgebrannter Brennelemente.

Salzgitter, November 1992

BfS-ET-16/92

*Wollrath, J.; Arens, G.*

INTRAVAL Phase 2: Investigations into the influence of the density stratification on groundwater flow by the example of pumping test "Weisses Moor".

Salzgitter, November 1992

BfS-ET-17/93

*Hollmann, A.; Brennecke, P.*

Aufkommen radioaktiver Abfälle in Deutschland. Abfallerhebung für das Jahr 1991.

Salzgitter, Februar 1993

BfS-ET-18/93

*Hollmann, A.; Tittel, G. (Hrsg.)*

Nuklidmigration im Deckgebirge des Endlagerortes Gorleben.

Vorträge eines Fachgesprächs zu Fragen des Radionuklidmigration und Langzeitsicherheit des geplanten

Endlagers Gorleben am 3. Juni 1992 im Bundesamt für Strahlenschutz.

Salzgitter, November 1993

BfS-ET-19/94

*Martens, B.-R. (Hrsg.)*

Produktkontrolle radioaktiver Abfälle - Schachanlage Konrad - Stand: Januar 1994.

Salzgitter, Januar 1994

BfS-ET-20/94

*Hollmann, A.*

Aufkommen radioaktiver Abfälle in Deutschland. Abfallerhebung für das Jahr 1992.

Salzgitter, Januar 1994

BfS-ET-21/94

*Ehrlich, D.; Theis, K.-P.; Wohanka, A.*

Beschreibung und Ergebnisse der Wetterstation am Schacht Konrad 1 für die Jahre 1985 bis 1990.

Salzgitter, Februar 1994

BfS-ET-22/95

*Brennecke, P.; Hollmann, A.*

Anfall radioaktiver Abfälle in der Bundesrepublik Deutschland. Abfallerhebung für das Jahr 1993.

Salzgitter, Mai 1995

BfS-ET-23/96

*Brennecke, P.; Hollmann, A.*

Anfall radioaktiver Abfälle in der Bundesrepublik Deutschland. Abfallerhebung für das Jahr 1994.

Salzgitter, September 1996

BfS-ET-24/97

*Heimlich, F.H. (Hrsg.)*

Messungen im Neutronen- und Gamma-Strahlungsfeld eines beladenen Castor-IIa-Behälters im Transportbehälterlager Gorleben und Vergleich der Meßergebnisse für Neutronen mit Monte-Carlo-Rechnungen.

Salzgitter, Januar 1997