

Ressortforschungsberichte zum Strahlenschutz

Experimentelle und theoretische Untersuchungen zu radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott
- Vorhaben 3615S52320

Band 3: Zwischenbericht zu AP2.1

Auftragnehmer:
Brenk Systemplanung GmbH (BS)

Dr. J. de Groot

Das Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) und im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) durchgeführt.

Dieser Band enthält einen Ergebnisbericht eines vom Bundesamt für Strahlenschutz im Rahmen der Ressortforschung des BMU (UFOPLAN) in Auftrag gegebenen Untersuchungsvorhabens. Verantwortlich für den Inhalt sind allein die Autoren. Das BfS übernimmt keine Gewähr für die Richtigkeit, die Genauigkeit und Vollständigkeit der Angaben sowie die Beachtung privater Rechte Dritter. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung ganz oder teilweise vervielfältigt werden.

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

BfS-RESFOR-149/19

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
urn:nbn:de:0221-2019052818209

Salzgitter, Mai 2019

AP2.1 Zwischenbericht zum Forschungsvorhaben:

Experimentelle und theoretische Untersuchungen zu radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott

BS-Projekt-Nr. 1507-09
Forschungsvorhaben: 3615S52320

erstellt im Auftrag des
Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS)
Neuherberg

durch die

Brenk Systemplanung GmbH
Heider-Hof-Weg 23
52080 Aachen

20. April 2017

Anmerkung:

Dieser Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers (BS) wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers (BfS) übereinstimmen.

Dieser Bericht wurde von folgendem Bearbeiter erstellt:

- *Dr. Joost de Groot*

Es wird versichert, dass dieser Bericht nach bestem Wissen und Gewissen, unparteiisch und ohne Ergebnisweisung angefertigt worden ist.

ERSTELLUNG, PRÜFUNG UND FREIGABE

erstellt	geprüft	freigegeben
Projektleiter	Geschäftsbereichsleiter	Geschäftsführung

Inhaltsverzeichnis:	Seite:
1. Einleitung zum Arbeitspaket 2.1	1
1.1 Hintergrund.....	1
1.2 Gliederung	2
2. Ermittlung eines typischen Schrottgebindes	3
2.1 Überblick	3
2.2 Abmessungen und Beladung eines typischen Schrottgebindes.....	3
2.3 Schrottsorte	4
3. Modell eines realistischen Schrottgebindes	7
3.1 Erstellung einer realistischen Schüttung von Schrottteilen.....	7
3.1.1 Definition der Schrottteile	7
3.1.2 Erstellung einer realistischen Schüttung der Schrottteile.....	7
3.1.3 Vergleich der simulierten Schrottschüttung mit der statischen Erhebung	9
3.2 Erstellung eines MCNP-Modells der realistischen Schrottschüttung	10
3.2.1 Super-Monte-Carlo-Simulationsprogramm (SuperMC)	10
3.2.2 MCNP-Modell	11
4. Durchgeführte MCNP-Simulationen	13
4.1 Untergrundspektrum	13
4.1.1 Untergrundsimulationen mit Bleiabschirmung	15
4.1.2 Untergrundsimulationen ohne Bleiabschirmung.....	17
4.2 Durchleuchtung.....	18
4.3 Minimal detektierbare Aktivitäten für verschiedene Quellpositionen und Isotope.....	19
4.4 Vorgehensweise zur Bestimmung der minimal detektierbaren Aktivität für den Plastik- szintillator	20
4.4.1 Minimal detektierbare Co-60-Aktivitäten.....	24
4.4.2 Minimal detektierbare Cs-137-Aktivitäten	27
4.4.3 Minimal detektierbare Am-241-Aktivitäten	29
4.4.4 Zusammenfassung der Ergebnisse	30
4.4.5 Ortsaufgelöster Photonenfluss außerhalb des Schrottgebindes.....	31
4.4.6 Vergleich der MCNP-Ergebnisse mit homogenen MicroShield Berechnungen	32
4.4.7 Vergleich der Ergebnisse mit homogenen MCNP-Berechnungen.....	33
4.4.8 Interpretation der Ergebnisse	34
4.5 Minimal detektierbare Aktivität in Abhängigkeit vom Detektorabstand	36
4.6 Minimal detektierbare Aktivität in Abhängigkeit von der Durchfahrtsgeschwindigkeit	37
4.7 Minimal detektierbare Aktivitäten mit NaI-Detektor	39
4.7.1 Untergrundspektrum der NaI-Detektoren	39
4.7.2 Berechnung der Nachweisgrenzen eines NaI-Detektors	40

5.	Arbeitsprogramm für experimentelle Studien des AP2.2	43
6.	Zusammenfassung	44
7.	Literatur	45
ANHANG A: EFFIZIENZKALIBRIERUNG DER DETEKTOREN		47

Abbildungsverzeichnis:

Seite:

Abbildung 2-1:	Verteilung der mittleren Dichte ermittelt aus den Angaben der Umfrage, Angaben getrennt nach Schmelz- und Schrottbetrieben.....	4
Abbildung 2-2:	Beispiele für Altschrott der Sorte 3 [TSR 16], [KÜN 16] unten: [TAB 13]	6
Abbildung 3-1:	Definition des für die Schüttung verwendeten Metallwinkels	7
Abbildung 3-2:	Ablauf des Schüttvorgangs zur Ermittlung der physikalischen Schüttung; der Container ist in blau dargestellt, die untere Kante des Fülltrichters ist im oberen Bildbereich zu erkennen.....	8
Abbildung 3-3:	physikalische Schüttung der Metallwinkel aus verschiedenen Perspektiven.....	9
Abbildung 3-4:	Modell des gefüllten Schrottcontainers in perspektivischer Darstellung, Zahlen geben die jeweilige Detektorreihe an.	11
Abbildung 4-1:	Modell für die Berechnung des Untergrundspektrums	13
Abbildung 4-2:	Logarithmische Darstellung der simulierten Untergrundspektren eines Plastiksintillators für zwei verschiedene Positionen in der zweiten Detektorreihe. Messwerte und Unsicherheiten skaliert auf einer simulierten Messdauer von einer Sekunde.....	16
Abbildung 4-3:	Verlauf der Untergrundzählrate der abgeschirmten Portalmessanlage beim Durchfahren eines Standardgebindes der mittleren Dichte von 1,09 g/cm ³ (Unsicherheitsbalken kleiner als Datenpunkte).....	17
Abbildung 4-4:	Verlauf der Untergrundzählrate der unabgeschirmten Portalmessanlage beim Durchfahren eines Standardgebindes der mittleren Dichte von 1,09 g/cm ³ (Fehlerbalken kleiner als Datenpunkte)	18
Abbildung 4-5:	Durchleuchtung der jeweils halben physikalischen Schrottschüttung mit Photonen der Energie 12,0 MeV anisotrop abgestrahlt in (a) -z-Richtung und (b) +z-Richtung aus einer Flächenquelle mittig im Gebinde. Logarithmische Darstellung des 12 MeV Photonenfluss pro Einheitsquellstärke jeweils außerhalb des Gebindes.	19
Abbildung 4-6:	Übersicht über die gewählten Quellpositionen innerhalb des Gebindes. (a) Ansicht von oben, (b) seitliche Ansicht. Die seitlichen Detektorreihen sind in grün dargestellt	20
Abbildung 4-7:	Ergebnisse des simulierten Photonenflusses an den Positionen der Detektorreihen in -z-Richtung (a) Detektorreihe 1 und (b) Detektorreihe 2	21
Abbildung 4-8:	Ergebnisse des simulierten Photonenflusses an den Positionen der Detektorreihen (a) 3 und (b) 4 (oberhalb des Gebindes)	21
Abbildung 4-9:	Ergebnisse des simulierten Photonenflusses an den Positionen der Detektorreihen (a) 5 und (b) 6 (+z-Richtung)	22
Abbildung 4-10:	Im Detektor nachgewiesene energieaufgelöste Ereigniszahl für die Positionen der Detektorreihe 5, bezogen auf die Einheitsaktivität Co-60.	23

Abbildung 4-11:	Photonenfluss außerhalb des Gebindes für jeweils die $\pm z$ -Richtung. In Abbildungen (a, b) für den Energiebereich von 0,6 bis 0,7 MeV und (c, d) für den Energiebereich von 0,5 bis 0,6 MeV in logarithmischer Darstellung	32
Abbildung 4-12:	Dichteverteilung innerhalb der x-y-Ebene des Gebindes auf Basis der Durchleuchtung in $\pm z$ -Richtung mit 12,0 MeV Photonen gemäß Kapitel 4.2.	35
Abbildung 4-13:	Gewählte Detektorpositionen (zwei Detektoren je Position) zur Bestimmung des Einflusses des Detektorabstands auf die minimal detektierbaren Aktivitäten	36
Abbildung 4-14:	Verlauf der minimal detektierbaren (a) Co-60- und (b) Cs-137-Aktivitäten für verschiedene Detektorpositionen mittig vor dem Gebinde. Der graue Bereich in den Abbildungen entspricht der Ausdehnung des Gebindes.....	37
Abbildung 4-15:	Signalverlauf der Detektorreihe 5 für verschiedene Quellsotope und Positionen.....	38
Abbildung 4-16:	Relative Änderung der minimal detektierbaren Aktivität für verschiedene Isotope in Abhängigkeit von der Durchfahrtsgeschwindigkeit.....	39
Abbildung 4-17:	Simuliertes Untergrundspektrum einer Messzeit von einer Sekunde für den mittigen Detektor der Detektorreihe 5.....	40
Abbildung 4-18:	Simuliertes NaI-Detektor Spektrum einer Messzeit von einer Sekunde für den mittigen Detektor der Detektorreihe 5	42
Abbildung A-1:	Modell zur Effizienzkalibrierung des Plastiksintillators mit Detektormaterial Polyvinyltoluen (PVT).....	47
Abbildung A-2:	Modell zur Effizienzkalibrierung des NaI-Detektors.....	48
Abbildung A-3:	Ergebnisse der Effizienzkalibrierung des Plastiksintillators (a) und NaI-Detektors (b); es ist das Detektorsignal in Abhängigkeit der einkommenden Photonenenergie dargestellt.....	49

Tabellenverzeichnis:

Seite:

Tabelle 2-1:	Ermittelte Parameter eines typischen Schrottcontainers mit den jeweiligen Standardabweichungen	3
Tabelle 2-2:	Zukauf an Stahlschrott nach Sorten der Mitgliedsunternehmen des WV Stahl [WVS 15].....	5
Tabelle 3-1:	Spezifikationen der simulierten Schrottschüttung innerhalb des Schrottgebindes.....	10
Tabelle 3-2:	Gewählte Stahlzusammensetzung für Schrott und Containerwände im MCNP-Modell nach [HOM 11]	12
Tabelle 3-3:	Gewählte Luftzusammensetzung (trocken) im MCNP-Modell nach [HOM 11]	12
Tabelle 4-1:	Gewählte Zusammensetzung für das Erdreich im Untergrundmodell [HOM 11]	14
Tabelle 4-2:	Radionuklide, welche bei der Berechnung des Untergrundspektrums berücksichtigt worden sind.....	14
Tabelle 4-3:	Untergrundzählraten der unterschiedlichen Positionen der Detektorreihen für einen Plastiksintillator mit 1 cm äußerer Bleiabschirmung und 1 s Messzeit.....	16
Tabelle 4-4:	Im Rahmen der Simulationen verwendete Quellpositionen.....	20
Tabelle 4-5:	Aus der MCNP-Simulation ermittelte Effizienzen ε_{eff} für den Energiebereich 20 keV bis 3 MeV, Messzeit von 265 ms (6,8 km/h Durchfahrtsgeschwindigkeit)	23
Tabelle 4-6:	Minimal detektierbare Co-60-Aktivitäten für verschiedenen Detektor- und Quellpositionen bei einer Alarmschwelle der Portalmessanlage von 10 %. Die angegebenen Unsicherheiten beruhen auf eine Messzeit von 265 ms.....	25

Tabelle 4-7:	Minimal detektierbare Cs-137-Aktivitäten der verschiedenen Detektor- und Quellpositionen bei einer Alarmschwelle von 10 %. Die angegebenen Unsicherheiten beruhen auf einer Messzeit von 265 ms	27
Tabelle 4-8:	Minimal detektierbare Am-241-Aktivitäten der verschiedenen Detektor- und Quellpositionen bei einer Alarmschwelle von 10 %. Die angegebenen Unsicherheiten beruhen auf eine Messzeit von 268 ms (6,8 km/h Durchfahrtsgeschwindigkeit)	29
Tabelle 4-9:	Zusammenfassung der Ergebnisse aus den Simulationen, wenn nicht anders angegeben Ergebnisse in MBq	31
Tabelle 4-10:	Ergebnisse der MicroShield Berechnungen	33
Tabelle 4-11:	Ergebnisse der MCNP-Simulationen an einem homogenen Gebinde der Dichte 1,09 g/cm ³	33
Tabelle 4-12:	Aus den Simulationsergebnissen jeweils für Co-60 und Cs-137 berechnete Werte für ρ_{\pm}	34
Tabelle 4-13:	Bei der Berechnung der Nachweisgrenze verwendeten Parameter für den mittigen Detektor der Detektorreihe 5	41
Tabelle 4-14:	Nachweisgrenzen eines NaI-Detektors für Co-60 und Cs-137 unter Verwendung der Quellposition 1	41
Tabelle 5-1:	Quellaktivitäten für die experimentellen Studien des AP2.2	43
Tabelle A-1:	Gewählte geometrische Spezifikationen eines Plastiksintillators	47
Tabelle A-2:	Gewählte geometrische Spezifikationen eines NaI-Detektors	48

1. EINLEITUNG ZUM ARBEITSPAKET 2.1

1.1 Hintergrund

Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) hat die Brenk Systemplanung GmbH (BS) mit der Durchführung der Studie „Experimentelle und theoretische Untersuchungen zu radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott“ beauftragt.

Im Rahmen dieses Forschungsvorhabens wird nach Möglichkeiten gesucht, herrenlose Strahlenquellen und radioaktive Gegenstände im Stahlschrott frühzeitig vor der Verarbeitung auf einem Werksgelände entdecken und aussortieren zu können. Um dies zu erreichen, werden im Rahmen dieses Forschungsvorhabens folgende Arbeitspunkte (AP) bearbeitet:

- AP1: Repräsentative Ermittlung der Ausstattung deutscher Schrottplätze und Schmelzbetriebe mit Portalmonitoren oder ähnlichen Messeinrichtungen,
- AP2: Auffindbarkeit typischer Gammastrahler im Stahlschrott,
- AP3: Möglichkeit und Notwendigkeit der Detektion von Neutronenstrahlung und des Einsatzes von Strahlung zur Auffindung radioaktiver Quellen und Gegenstände im Schrott und
- AP4: Ideenfindung für Leitlinien und Informationsmaterial im Rahmen der neuen Euratom-Grundnormen.

Im Rahmen des AP1 [BS 16] wurde bereits die Ausstattung deutscher Schrottplätze und Schmelzbetriebe mit Portalmonitoren oder ähnlichen Messeinrichtungen ermittelt. Bei dieser Erhebung wurden bereits die in diesem Arbeitspunkt benötigten Daten für die Definition eines typischen Schrottgebindes erhoben.

Im Rahmen des AP2 werden sowohl theoretische als auch praktische Arbeiten mit Bezug auf die Auffindbarkeit von radioaktiven Quellen im Stahlschrott durchgeführt. Ein Ziel dieses Vorhabens ist es, im Rahmen dieses AP2.1 theoretisch mittels Computersimulationen (Monte Carlo Simulationen) die Auffindbarkeit radioaktiver Quellen und Gegenstände im Stahlschrott zu untersuchen. Aufbauend auf den im Rahmen der Umfrage des AP1 erhobenen Parametern eines typischen Schrottgebindes, d. h. des typischen Stahlschrotts und den entsprechenden Randbedingungen (Geometrie), werden auf Basis von Monte-Carlo-Simulationen an dem Modell eines typischen Schrottgebindes u. a. die minimal detektierbaren Aktivitäten von Co-60-, Cs-137- und Am-241-Quellen an verschiedenen Positionen innerhalb des Gebindes ermittelt. Auf Basis der hierbei erhaltenen Ergebnisse wird diskutiert, inwiefern unterschiedliche geometrische Randbedingungen, wie Detektorabstand und Detektorposition, Einfluss auf die minimal detektierbaren Aktivitäten haben. Auf Basis der durch die Simulationen erhaltenen Ergebnisse wird ein Arbeitsprogramm für die experimentellen Arbeiten im Rahmen des AP2.2 aufgestellt. Die in dieser Arbeit erhaltenen minimal detektierbaren Aktivitäten beziehen sich immer auf eine nicht abgeschirmte Strahlenquelle.

1.2 Gliederung

In Kapitel 2 werden die für ein realistisches Schrottgebilde erforderlichen Randbedingungen hergeleitet.

Auf Basis der Ergebnisse des Kapitels 2 wird in Kapitel 3 das Modell eines realistischen Schrottgebildes erstellt. Hierbei wird der Schüttvorgang von Schrottteilen in das realistische Gebilde mit Hilfe einer Computersimulation durchgeführt.

In Kapitel 4 werden die Ergebnisse aus den Monte-Carlo-Simulationen an dem Modell eines realistischen Schrottgebildes präsentiert.

Das Arbeitsprogramm für Testmessungen (im Rahmen des AP2.2) an einem Portalmonitor ist in Kapitel 5 dargelegt, anschließend werden die Ergebnisse dieses Berichts in Kapitel 6 zusammengefasst.

2. ERMITTLUNG EINES TYPISCHEN SCHROTTGEBINDES

2.1 Überblick

Die Abmessungen als auch die typische Beladung eines typischen Schrottgebundes in der Schrottdustrie wurden im Rahmen der Umfrage, die bereits im Rahmen des AP1 [BS 16] dieses Forschungsvorhabens durchgeführt worden ist, abgefragt. Die hierbei erhaltenen Informationen werden durch Verbandsinformationen ergänzt. Es werden im Rahmen dieser Arbeit nur Altschrottsorten betrachtet, die bezüglich ihres potentiellen Eintrags von Radioaktivität in den Schrottkreislauf über Strahlenquellen, relevant sind. In diesem Kapitel erfolgt nun eine genaue Spezifikation der groß- (d. h. das Gebinde mit seiner mittleren Dichte) als auch kleinskaligen (d. h. die Schrottteile) Parameter eines realistischen Schrottgebundes.

2.2 Abmessungen und Beladung eines typischen Schrottgebundes

Mit Hilfe der Umfrage, welche im Rahmen des AP1 [BS 16] dieses Forschungsvorhabens durchgeführt worden ist, wurden als großskalige Parameter die Abmessungen und die mittlere Masse eines typischen Schrottgebundes abgefragt. Es wurden 19 Antworten von Schrottplätzen und Schmelzbetrieben erhalten, die Ergebnisse dieser Umfrage [BS 16] sind in Tabelle 2-1 zusammengefasst.

Tabelle 2-1: Ermittelte Parameter eines typischen Schrottcontainers mit den jeweiligen Standardabweichungen

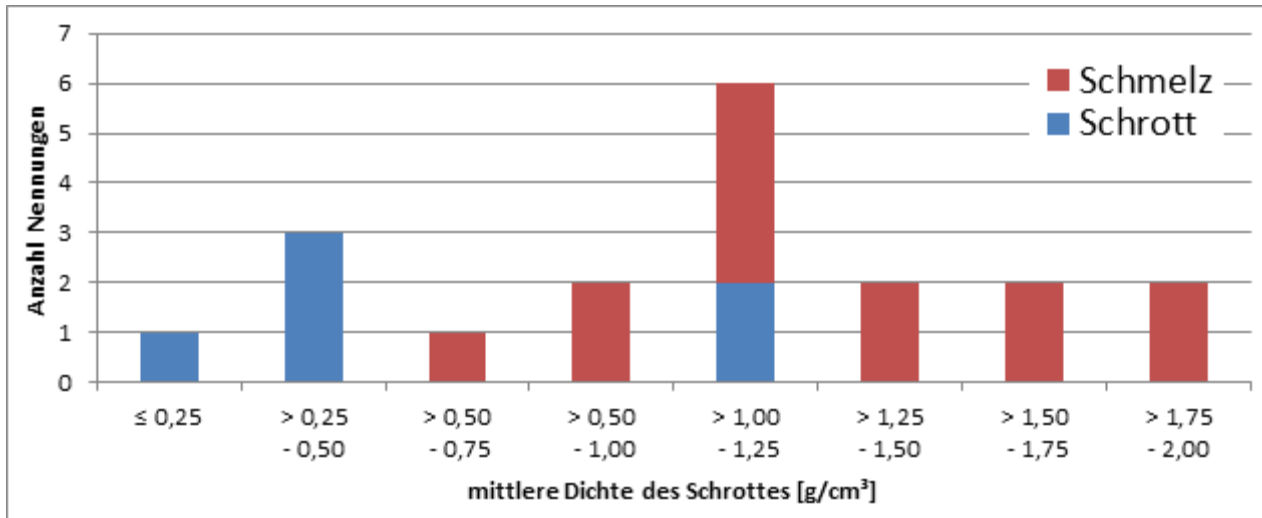
Parameter	Wert
Länge	595 ± 203 cm
Breite	219 ± 34 cm
Höhe	207 ± 53 cm
Füllstand	62 ± 17 %
Nettogewicht	17,5 ± 8,6 Mg
Typ	Abrollcontainer

Aus Tabelle 2-1 ist zu erkennen, dass ein typisches Schrottgebinde ein Gesamtvolumen von ca. 27 m³ hat und zu 62 % gefüllt ist. Daraus ergibt sich bei einer mittleren Beladung von 17,5 Mg eine mittlere Schüttdichte eines typischen Schrottgebundes von ca. 1,05 g/cm³ (s. auch Abbildung 2-1).

Die erhöhte Varianz bei dem erhobenen Längenwert in Tabelle 2-1 lässt sich durch die große Produktvielfalt an unterschiedlich langen Abrollcontainern erklären. Da die maximale Breite und Höhe des Gebundes durch die Straßenverkehrsordnung fest vorgegeben sind, lassen sich unterschiedliche Gebindegrößen meistens nur über eine Veränderung der Länge realisieren. Dieser Sachverhalt ist in Tabelle 2-1 in den Ungenauigkeiten der Abmessungen wiederzufinden.

Neben den typischen Gebindeabmessungen als großskaligen Parameter ist auch noch die mittlere Dichte eines solch beladenen Gebundes für die Erstellung eines Modelles wichtig. In Abbildung 2-1 ist die Verteilung der 19 an dieser Studie erhobenen mittleren Dichten eines typischen Schrottgebundes dargestellt. Die mittlere Dichte wurde aus den durch die Betriebe gemachten Angaben zu ihrem typischen Gebinde bezüglich Abmessungen, Nettogewicht und Füllstand berechnet.

Abbildung 2-1: Verteilung der mittleren Dichte ermittelt aus den Angaben der Umfrage, Angaben getrennt nach Schmelz- und Schrottbetrieben



In Abbildung 2-1 ist in den Angaben zur mittleren Dichte eine breite Streuung zu erkennen. Dies kann dadurch begründet werden, dass zur Definition des typischen Schrottgebundes gleichzeitig Daten von Schrott- und Schmelzbetrieben erhoben worden sind. Bei Schmelzbetrieben wird in der Regel sortenreines Material angeliefert, was zu einer höheren mittleren Dichte des Materials führt.

Die Herstellerangaben für die Wandstärke der Container variieren zwischen 3 und 4 mm. Es wird daher für den typischen Schrottcontainer eine Wandstärke von 3,5 mm angenommen.

2.3 Schrottsorte

Um Aussagen über die Anisotropie des geladenen Schrottes zu bekommen, werden die möglichen Schrottsorten, welche sich in einem typischen Schrottgebunde befinden anhand von Verbandsinformationen der Wirtschaftsvereinigung Stahl (WV Stahl) in Tabelle 2-2 aufgeführt [WVS 15].

Tabelle 2-2: Zukauf an Stahlschrott nach Sorten der Mitgliedsunternehmen des WV Stahl [WVS 15]

Sorte	Jahr		
	2013 [%]	2014 [%]	2015 [%]
Altschrott			
Sorte 1 (Stahlaltschrott; unter 3 mm Stärke)	9,0	9,4	9,5
Sorte 3 (Schwerer Stahlaltschrott)	22,8	23,2	24,0
Neuschrott			
Sorte 2 (Stahlneuschrott; mind. 3 mm Stärke)	15,9	14,6	13,0
Sorte 6 (Pakete)	9,3	9,9	10,0
Sorte 8 (Stahlneuschrott; unter 3 mm Stärke)	17,0	16,4	17,1
Schredderschrott			
Sorte 4 (Shredderstahlschrott)	5,8	5,4	6,1
Stahlspäne			
Sorte 5 (Stahlspäne)	9,8	9,7	9,9
übrige Sorten	10,4	11,5	10,5
Gesamtmenge [1000 t]	9.440.053	9.495.838	8.504.091

Gemäß Tabelle 2-2 wurde für das Jahr 2014 eine Schrottmenge von ca. 9,5 Mio. t durch die Mitgliedsunternehmen der WV Stahl nach Sorte erfasst. Wie im Bericht zu AP1 dargestellt [BS 16], lag im Jahr 2014 das Jahresaufkommen für den Schrottversand in Deutschland bei rund 27 Mio. t. Somit ist in Tabelle 2-2 etwa ein Drittel des jährlichen Schrottaufkommens durch den WV Stahl nach Sorte erfasst worden. Für das Jahr 2015 ist gemäß AP1 [BS 16] mit einem insgesamt geringeren jährlichen Schrottaufkommen zu rechnen, dies wird ebenfalls in Tabelle 2-2 wiedergegeben. Aus den beiden oben aufgeführten Gründen werden diese Daten aufgrund ihrer hohen Abdeckung des Schrottaufkommens für das typische Schrottgebilde als belastbar angesehen.

Für die Neuschrottsorten und die Stahlspäne aus Tabelle 2-2 ist der Eintrag einer hochaktiven Strahlenquelle nicht zu erwarten. Allenfalls sind bei diesen Schrottsorten Bearbeitungsrückstände von kontaminiertem Stahl zu erwarten, daher werden die Neuschrottsorten und Stahlspäne bei der Definition eines typischen Gebindes nicht betrachtet. Die mit Abstand größte gelieferte Schrottsorte ist Altschrott der Sorte 3. Abbildung 2-2 zeigt einige Beispiele für Altschrott der Sorte 3.

Abbildung 2-2: Beispiele für Altschrott der Sorte 3 [TSR 16], [KÜN 16] unten: [TAB 13]



Die Schrottsorte 3 „schwerer Altschrott“ gehört zur allgemeinen Schrottsorte [BDSV 10], hierzu zählen Schrottteile, welche keine größeren Abmessungen haben als $150\text{ cm} \times 50\text{ cm} \times 50\text{ cm}$. Daneben müssen sie eine Materialstärke von mindestens 6 mm aufweisen. Diese Schrottsorte wird als Füllung für das typische Schrottgebände herangezogen. Aus Abbildung 2-2 ist ersichtlich, dass die Höchstabmessungen für dieses Schrottgebände für die meisten Schrottteilen nicht ausgeschöpft werden, daher wird für das typische Schrottgebände von kleineren Schrottteilen ausgegangen.

3. MODELL EINES REALISTISCHEN SCHROTTGEBINDES

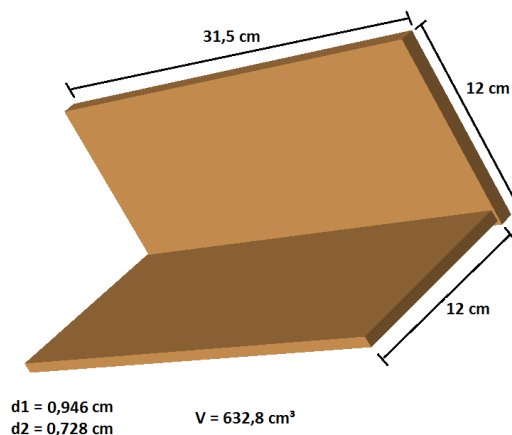
In diesem Abschnitt wird dargestellt, wie das für die Monte-Carlo-Simulationen in Kapitel 4 verwendete Modell eines typischen Schrottgebundes gemäß den Ergebnissen aus Kapitel 2 erstellt wird. Dazu, wird in Kapitel 3.1 das typische Schrottteil definiert und anschließend eine Schrottschüttung in ein Gebinde mit den typischen Abmessungen gemäß Kapitel 2.2 simuliert. In Kapitel 3.2 wird aus der typischen Schrottschüttung ein Modell für die Monte-Carlo Simulationen erzeugt.

3.1 Erstellung einer realistischen Schüttung von Schrottteilen

3.1.1 Definition der Schrottteile

Um das Modell einer Schüttung erstellen zu können, muss das Schüttgut zunächst definiert werden. In Abbildung 3-1 ist das für die Füllung definierte Schrottteil dargestellt, welches im Rahmen dieser Arbeit verwendet wird.

Abbildung 3-1: Definition des für die Schüttung verwendeten Metallwinkels



Dieser für die Schüttung verwendete Einheitswinkel hat ein Volumen von $632,8 \text{ cm}^3$, was bei einer Dichte von $7,85 \text{ g/cm}^3$ einem Gewicht von ca. $4,967 \text{ kg}$ pro Winkel entspricht. Dieser Einheitswinkel erfüllt die Kriterien der Schrottsorte 3 „schwerer Altschrott“ gemäß Kapitel 2.3 und ist vergleichbar mit den Schrottteilen in Abbildung 2-2.

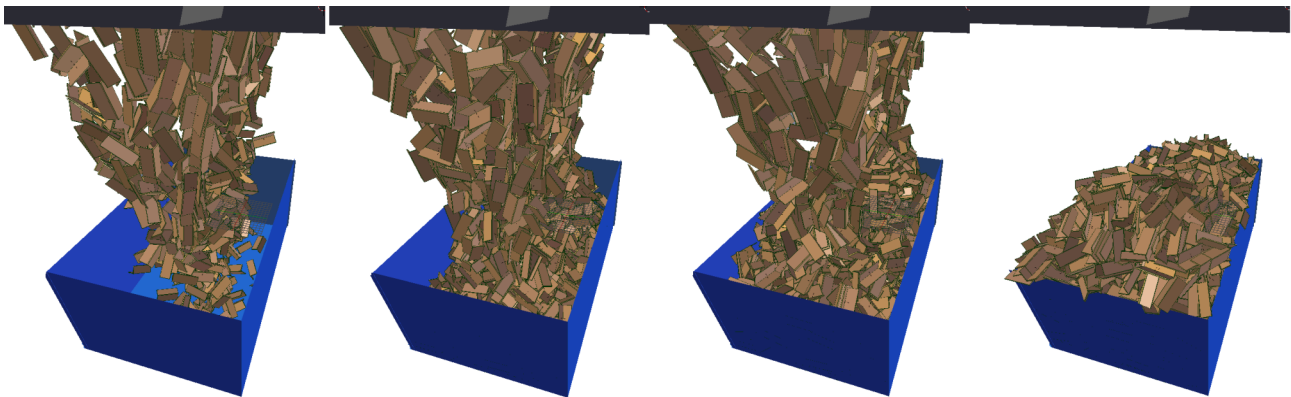
3.1.2 Erstellung einer realistischen Schüttung der Schrottteile

Zur Ermittlung einer realistischen Schüttung von Metallwinkeln in einem Schrottcontainer, mit den gemäß Kapitel 2.2 definierten Abmessungen, wurde das Animationsprogramm Blender in der Version 2.77 verwendet. Dieses Programm erlaubt die Simulation vielfältiger physikalischer Phänomene, unter anderem die Bewegung starrer Körper im Gravitationsfeld der Erde. Zusätzlich werden die Wechselwirkungen der Objekte untereinander, wie auch mit feststehenden Objekten, berücksichtigt. Es wurde zur Erzeugung einer physikalischen Schrottschüttung der Bewegungsablauf von insgesamt ca. 3.500 Winkeln gemäß Abbildung 3-1 mittels einer Starrkörpersimulation (engl.: *Rigid-Body Simulation*) berechnet. Um einen homogenen Füllstand des Gebundes zu erreichen, wurde die Anzahl der Winkel deutlich größer gewählt als das Fassungsvermögen des Gebundes (vergleiche

Kapitel 3.1.3). Um innerhalb der Simulation geometrische Unsicherheiten, wie sich überlagernde Winkel, zu vermeiden, wurde jede simulierte Sekunde in 500 Einzelschritten berechnet.

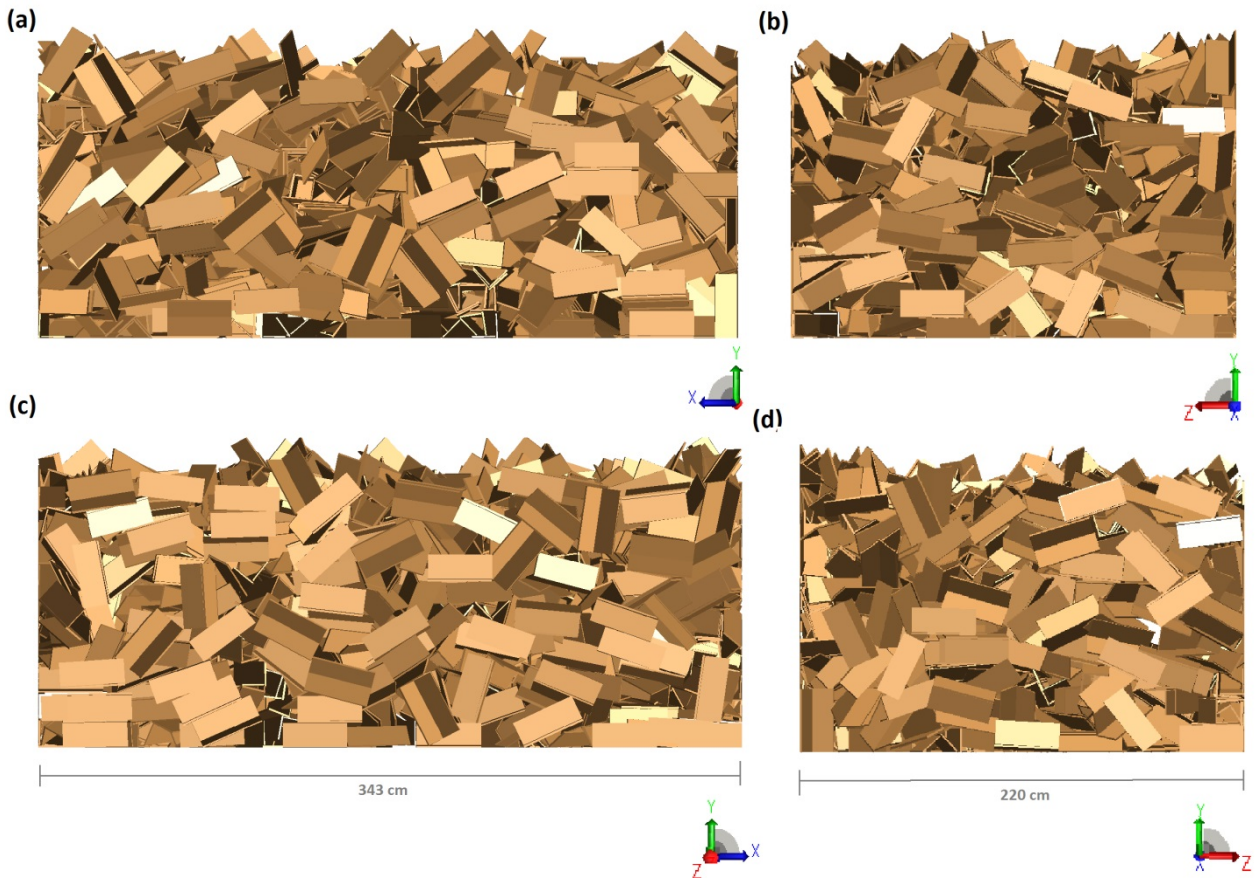
Um eine möglichst realitätsnahe Orientierung der Winkel innerhalb des Schrottgebindes zu erreichen, wurden auf mehreren Ebenen des Fallweges Stäbe zur Störung des Fallweges eingebaut. Ein Überblick über den Ablauf des Schüttvorgangs zeigt Abbildung 3-2.

Abbildung 3-2: Ablauf des Schüttvorgangs zur Ermittlung der physikalischen Schüttung; der Container ist in blau dargestellt, die untere Kante des Fülltrichters ist im oberen Bildbereich zu erkennen.



Um die physikalische Schüttung in einen physikalischen Grundzustand zu überführen, lief die Simulation nach Beendigung des Füllvorgangs noch einige Zeit nach. Hierbei konnten keine großen Positionsveränderungen der Winkel mehr festgestellt werden. Aus Abbildung 3-2 ist zu erkennen, dass aufgrund der großen Anzahl ein Teil dieser Winkel beim Schüttvorgang nicht mehr in das Gebinde passte. Nach Beendigung der Simulation wurden die Winkel oberhalb der maximalen Füllhöhe gemäß Kapitel 2.2 entfernt. Durch die Überfüllung des Gebindes und das Entfernen überflüssiger Bereiche wird für den verbleibenden Bereich der Schrottschüttung eine homogene Ausfüllung mit Winkeln sichergestellt. In Abbildung 3-3 ist das Ergebnis der verwendeten physikalischen Schüttung aus verschiedenen Perspektiven dargestellt.

Abbildung 3-3: physikalische Schüttung der Metallwinkel aus verschiedenen Perspektiven



Aufgrund der rechenaufwendigen Monte-Carlo-Simulationen wurde über die gesamte Breite und Höhe nur eine Länge von 343 cm und nicht die gesamte Länge des Schrottgebundes von 595 cm gefüllt. Da für die Simulationen Positionen mittig im Gebinde verwendet werden, hat diese Längenbeschränkung auf die Ergebnisse keinen signifikanten Einfluss und befindet sich gemäß Tabelle 2-1 noch innerhalb der Längenvarianz gemäß Umfrage. Die physikalische Schrottschüttung hat eine Breite von 220 cm und eine Höhe von ca. 130 cm. Das Modell wurde exportiert und über das Programm AutoCAD in eine sat-Datei (3D-CAD-Kern Format), bestehend aus Volumenkörpern, umgewandelt.

3.1.3 Vergleich der simulierten Schrottschüttung mit der statischen Erhebung

Die Eckdaten der physikalischen Schrottschüttung, welche gemäß Kapitel 3.1 erzeugt wurde, sind in Tabelle 3-1 zusammengefasst.

Tabelle 3-1: Spezifikationen der simulierten Schrottschüttung innerhalb des Schrottgebindes

Parameter	Wert
Länge	343 cm
Breite	220 cm
Höhe	ca. 130 cm
Anzahl Metallwinkel	2163
Volumen eines Metallwinkels	632,8 cm ³
Dichte des Stahls	7,85 g/cm ³

Im oberen Bereich der Schüttung ist die Dichte an Metallwinkeln geringer, daher kann die Höhe der Schüttung nur als ungefährender Wert angegeben werden. Aus den in Tabelle 3-1 angegebenen Werten lässt sich ein Volumen von 9,8 m³ für die physikalische Schüttung herleiten. Die 2.163 Metallwinkel (innerhalb) der physikalischen Schüttung haben eine Gesamtmasse von 10,74 Mg, was einer mittleren Dichte von 1,09 g/cm³ entspricht. Dies ist sehr gut vergleichbar, aber leicht konservativ, im Vergleich zu der in Kapitel 2 ermittelten Dichte eines typischen realen Schrottgebindes von 1,05 g/cm³.

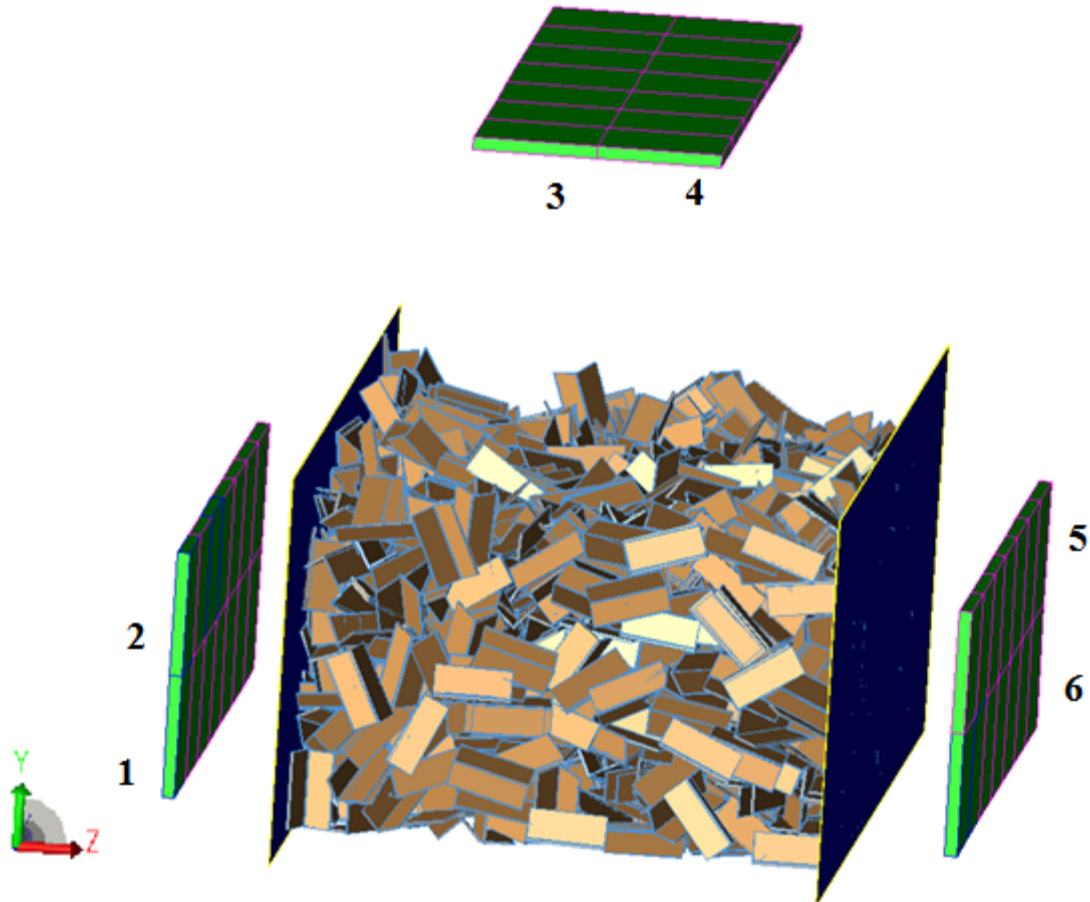
3.2 Erstellung eines MCNP-Modells der realistischen Schrottschüttung

3.2.1 Super-Monte-Carlo-Simulationsprogramm (SuperMC)

Aufgrund der sehr komplexen Geometrie der geschütteten 2163 Metallwinkel, kann diese nicht manuell in das Eingabeformat des Monte-Carlo-N-Particle-Transportprogramms MCNP überführt werden. Mithilfe des Super-Monte-Carlo-Simulationsprogrammes (SuperMC) [FDS 16] ist es möglich, eine AutoCAD 3D-Zeichnung direkt als sat-Datei (3D-CAD-Kern Format) einzulesen, zu bearbeiten und das Ergebnis im MCNP-Format zu exportieren. Das in SuperMC zu importierende geometrische Modell darf ausschließlich aus Volumenkörpern bestehen. Eine Überprüfung auf Fehler im geometrischen Modell (z. B. überschneidende Volumenkörper), welche zu einem Verlust von Teilchen in der MCNP-Simulation führt, erfolgte durch das Programm SuperMC. Die im Modell erkannten Fehler wurden automatisch korrigiert. Das führt dazu, dass in den durchgeführten Simulationen (s. Kapitel 4) keine Teilchenverluste registriert wurden. Das Modell, welches von SuperMC nach Bearbeitung als Basis für die Monte-Carlo-Simulationen (s. Kapitel 3.2.2) exportiert wurde, ist in Abbildung 3-4 dargestellt. Der Schrott ist braun, die Detektoren sind grün und die Containerwände sind blau dargestellt. Dieses Modell wird für die Simulationen gemäß Kapitel 4 verwendet.

Die Zwischenräume des Modells werden durch entsprechende Zellen beschrieben. Ihnen wird später Luft als Material zugewiesen. Bei dem Modell wurden links (Detektorreihen 1 und 2) und rechts (Detektorreihen 5 und 6) sowie über dem gefüllten Container (Detektorreihen 3 und 4) insgesamt 6 Detektorreihen mit jeweils 7 Einzeldetektoren (50 cm × 50 cm × 5 cm) eingefügt. Die Abmessungen der Detektoren sind an den Ergebnissen des Arbeitspaketes 1 angelehnt [BS 16]. Diese Detektorzellen werden in den späteren Simulationen als Detektorzellen zur Messung des Photonenflusses verwendet. Der Abstand zwischen der linken und rechten Detektorreihe beträgt gemäß der Umfrage [BS 16] 310 cm. Die Höhe der seitlichen Detektorreihen wurde so gewählt, dass diese den Schrott mittig abdecken. Der gefüllte Container wurde mittig zwischen den Detektoren platziert. Der Abstand der oberen Detektorreihe 3 und 4 zum Containerboden beträgt 283 cm. Um eine Beschädigung der Detektoren bei LKW-Durchfahrten zu vermeiden, ist die Höhe ausreichend groß gewählt worden. Es werden gemäß Kapitel 2.2 Containerwände (in Richtung der seitlichen Detektoren) mit einer Wandstärke von 3,5 mm eingefügt.

Abbildung 3-4: Modell des gefüllten Schrottcontainers in perspektivischer Darstellung, Zahlen geben die jeweilige Detektorreihe an.



3.2.2 MCNP-Modell

Die Berechnung des energieabhängigen Photonenflusses im Bereich der Detektorzellen erfolgt über eine Monte-Carlo-Simulation. Hierfür wird die Software „Monte Carlo N-Particle Transport Code“ (MCNP) [MCNP 12] in der Version 6.0 zur Modellierung und Durchführung der Berechnungen verwendet. MCNP ist eine am Los Alamos National Laboratory entwickelte Software, die weltweit zur Berechnung sowohl von Photonen- als auch Neutronenflüssen eingesetzt wird. Diese Software erlaubt ebenfalls die Verwendung sehr komplexer Geometrien, die insgesamt aus bis zu 100 Mio. Oberflächen, Zellen und Materialien bestehen können. Neben der Geometrie gemäß Abbildung 3-4 müssen den einzelnen Zellen noch Materialien und den Detektorzellen noch Zähleigenschaften zugewiesen werden. Ein Überblick über diese Parameter ist in den nächsten Abschnitten gegeben.

3.2.2.1 Materialien

Um den Photonenfluss innerhalb des MCNP-Modells simulieren zu können, muss für die einzelnen Zellen der Simulation die jeweils verwendete Materialzusammensetzung und die Dichte des Materials in der Zelle definiert werden. Im Folgenden sind die gewählten Materialspezifikationen für Stahl und Luft dargestellt.

Tabelle 3-2: Gewählte Stahlzusammensetzung für Schrott und Containerwände im MCNP-Modell nach [HOM 11]

Element	Gewicht %
Fe	99,5
C	0,5

Hierbei wurde für Stahl eine Dichte von $7,85 \text{ g/cm}^3$ in der Simulation angenommen. Für Zwischenräume des Modells wurde trockene Luft mit einer Zusammensetzung gemäß Tabelle 3-3 verwendet.

Tabelle 3-3: Gewählte Luftzusammensetzung (trocken) im MCNP-Modell nach [HOM 11]

Element	Gewicht %	Element	Gewicht %
C	0,0124	O	23,1781
N	75,5268	Ar	1,2827

Hierbei wurde für die trockene Luft eine Dichte von $0,001205 \text{ g/cm}^3$ angenommen.

3.2.2.2 Detektoren

Im Rahmen dieser Arbeit werden zwei verschieden Arten von virtuellen Detektoren, im Englischen auch als „Tallies“ bezeichnet, verwendet. Im Folgenden ist ein Überblick über die in dieser Arbeit verwendeten Detektor-Tallies gegeben:

- Der **Detektor-Tally Typ 4** „Average Cell Flux“ gibt den gemittelten Photonenfluss innerhalb einer Zelle an. Die Einheit dieses Typs ist Teilchen/cm² pro aus der Quelle emittiertem Teilchen. Der Fluss kann auch energieaufgelöst aufgezeichnet werden.
- Der **Detektor-Tally Typ 8** „Energy distribution of pulses created in a detector“ gibt die Energieverteilung der in einem Detektor erzeugten Impulse pro aus der Quelle emittiertem Teilchen an.

Die verschiedenen Detektor-Tallies lassen sich auch über ganze Raumbereiche als (orts- und ggf. energieaufgelöstes) Gitter auslegen. Andere Signalbeiträge, wie z. B. das elektronische Rauschen des Detektorsystems, können im Rahmen dieser theoretischen Untersuchungen nicht berücksichtigt werden.

4. DURCHGEFÜHRTE MCNP-SIMULATIONEN

In diesem Abschnitt werden auf Basis von Monte-Carlo-Simulationen an dem Modell des typischen Schrottgebundes gemäß Kapitel 3 die minimal detektierbaren Aktivitäten von Co-60-, Cs-137- und Am-241-Quellen an verschiedenen Positionen innerhalb des Gebundes mittels MCNP ermittelt. Um diese minimal detektierbaren Aktivitäten ermitteln zu können wird in Kapitel 4.1 das Untergrundspektrum, welches für einen typischen Schrottcontainer beim Durchfahren des LKWs gemessen wird, simuliert. In Kapitel 4.3 werden für verschiedene Quellpositionen und Isotope die aus den Simulationen ermittelten minimal detektierbaren Aktivitäten dargestellt. In Kapitel 4.5 und Kapitel 4.6 werden die Anhängigkeit der minimal detektierbaren Aktivitäten vom Detektorabstand und der Durchfahrungs geschwindigkeit des LKW anhand von Simulationsergebnissen diskutiert.

4.1 Untergrundspektrum

Um radioaktive Quellen und Gegenstände im Schrottgebunde sicher identifizieren zu können, muss das Signal der Quellenaktivität von dem Signal der Untergrundstrahlung vom Detektorrauschen unterschieden werden. Da der größte Signalbeitrag von der Untergrundstrahlung zu erwarten ist, wird im Rahmen dieser Arbeit nur dieser betrachtet.

Zur Modellierung des Detektorsignals, welches durch den natürlichen Strahlungsuntergrund erzeugt wird, kommt ein bereits existierendes Untergrundmodell zur Anwendung [RAM 11]. Hierbei wird unter dem Modell eines gefüllten Schrottcontainers (s. Abbildung 3-4) eine Zelle mit großer Ausdehnung (im Vergleich zum Modell des Schrottcontainers) definiert, welche als homogene Quelle für die terrestrische Untergrundstrahlung in den MCNP-Berechnungen fungiert. Die Untergrundquelle hat eine Ausdehnung von $50\text{ m} \times 50\text{ m}$ und eine Dicke von 5 cm . Dieses Untergrundmodell wird nur für die Berechnung des Untergrundsignals verwendet und ist daher nicht in dem Modell gemäß Abbildung 3-4 enthalten.

In der Mitte des Modells in Abbildung 4-1 befindet sich das Schrottgebunde (olivgrün dargestellt, Dichte $1,09\text{ g/cm}^3$) umgeben von Detektoren (hellgrün dargestellt). Die angenommene Zusammensetzung des Erdreiches innerhalb der Untergrundquelle ist in Tabelle 4-1 gegeben.

Abbildung 4-1: Modell für die Berechnung des Untergrundspektrums



Tabelle 4-1: Gewählte Zusammensetzung für das Erdreich im Untergrundmodell [HOM 11]

Element	Gewicht [%]	Element	Gewicht [%]
O	51,3713	K	1,4327
Na	0,6140	Ca	5,1167
Mg	1,3303	Ti	0,4605
Al	6,8563	Mn	0,0716
Si	27,1183	Fe	5,6283

Bei einer mittleren Dichte des Erdreiches von 1,54 g/cm³ gemäß [HOM 11] ergibt sich eine Gesamtmasse von 192,5 Mg für das hier als Quellbereich berücksichtigte Erdreich.

In Tabelle 4-2 sind die bei dem Untergrundmodell berücksichtigten Radionuklide mit ihren relativen Emissionshäufigkeiten angegeben. Das verwendete Nuklidgemisch ist für viele Standorte in Deutschland typisch. Aufgrund der großen Varianz der Untergrundverhältnisse in Deutschland ist durch eine zusätzliche Betrachtung des kosmischen Strahlungsuntergrundes keine Verbesserung der Ergebnisse zu erwarten.

Tabelle 4-2: Radionuklide, welche bei der Berechnung des Untergrundspektrums berücksichtigt worden sind

Zerfallsreihe	Isotop	Energie [MeV]	Emissionswahrscheinlichkeit [%]	relative Emissionshäufigkeit ¹⁾
	K-40	1,4608	11,0	1,000
U-238	Pb-214	0,3519	37,6	0,174
		0,2952	19,3	0,089
		0,2420	7,4	0,034
	Bi-214	0,6093	46,1	0,213
		1,1203	15,1	0,070
		1,7645	15,4	0,071
Th-232	Ac-228	0,9112	25,8	0,145
		0,9689	15,8	0,089
		0,3383	11,3	0,064
		1,5882	3,2	0,018
	Pb-212	0,2386	43,3	0,244
	Bi-212	0,7273	0,6	0,003
	Tl-208	0,5832	84,5	0,476
		0,5108	22,6	0,127
		0,8606	12,4	0,070
		2,6145	99,0	0,557
Summe:				3,444

¹⁾ Die relative Emissionshäufigkeit von Emissionslinien basiert auf einem Nuklidgemisch der Zerfallsreihen von 630 Bq/kg für K-40, 32 Bq/kg für U-238 und 39 Bq/kg für Th-232 [RAM 1] unter der Annahme, dass sich die Zerfallsprodukte im Gleichgewicht befinden.

Im Modell ist unter Berücksichtigung der Gesamtmasse und dem Wert in Tabelle 4-2 eine K-40 Gesamtaktivität von 121,28E+06 Photonen/s vorhanden, welche skaliert mit der gesamten Emissionshäufigkeit von 3,444 (s. Tabelle 4-2) zu einer Gesamtaktivität von 417,67E+06 Photonen/s für

das Untergrundmodell führt. Dies bedeutet, dass bei einer MCNP-Simulation für $2,0E+09$ Teilchen eine Untergrundmessung von ca. 4,8 s simuliert wird.

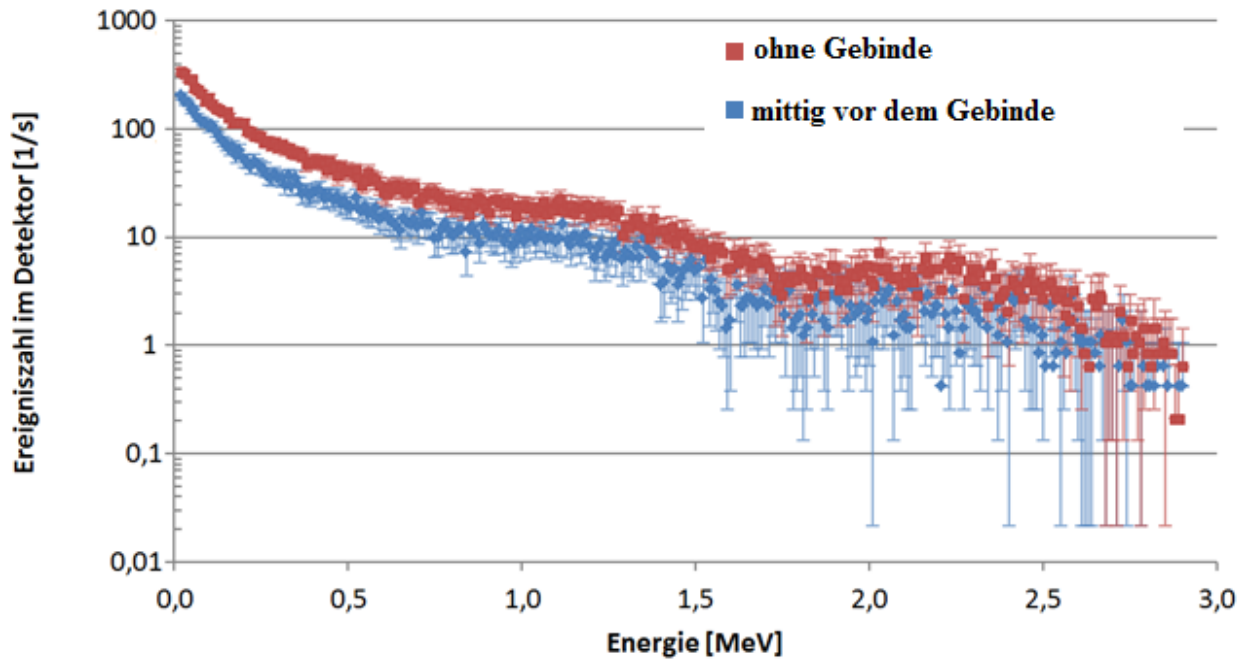
Bei der Berechnung der Untergrundspektren, wurde die Simulation der verschiedenen Detektorpositionen (gemäß Abbildung 3-4) jeweils an unterschiedlicher x-Position im Bereich des gefüllten Schrottcontainers, als auch außerhalb des Schrottcontainers durchgeführt. Im Rahmen der MCNP-Simulation wurde das Untergrundsignal für die jeweiligen Detektorzellen im Energiebereich von 20 keV bis 2,9 MeV in 298 Kanälen aufgezeichnet. Im Vergleich zu den Simulationen aus Kapitel 4.3 wurde aufgrund des isotropen Strahlungsfeldes der Untergrundstrahlung der Tally Typ 8 „Pulse Height Tally“ verwendet. Jede dieser Simulationen wurde sowohl mit als auch ohne zusätzliche Bleiabschirmung durchgeführt. Als Modell für die Plastiksintillatoren wurde das Detektormodell aus Anhang A verwendet. Die Ergebnisse dieser Untergrundsimulation sind in den Kapiteln 4.1.1 und 4.1.2 dargestellt.

Das Untergrundsignal wurde im Energiebereich von 20 keV bis 2,9 MeV in 298 Kanälen mit einer Energieauflösung von 10 keV pro Kanal simuliert (s. Abbildung 4-2). Wie aus Abbildung 4-2 ersichtlich, ist diese Kanalbreite deutlich geringer als die intrinsische Auflösung des Plastiksintillators gemäß Kapitel 4.1.1. Daher wurde der Plastiksintillator aufgrund der sehr geringen Energieauflösung als Einkanal-detektor im Energiebereich 20 keV bis 2,9 MeV ausgewertet. Zur Bestimmung der Untergrundzählrate wurde daher die Summe über die energieaufgelösten Ereigniszahlen im Detektor gebildet. Die Unsicherheit in der Untergrundzählrate wurde gemäß der Gaußschen Fehlerfortpflanzung bestimmt.

4.1.1 Untergrundsimulationen mit Bleiabschirmung

In den Simulationen des Untergrundspektrums wurde zusätzlich zur Detektorgeometrie des Plastiksintillators gemäß Anhang A eine 1 cm dicke Bleiabschirmung an der Außenseite des Detektors hinzugefügt [TF 16]. Diese einseitige Bleistärke wird auch von Herstellern zur Abschirmung der terrestrischen Untergrundstrahlung empfohlen. In Abbildung 4-1 sind beispielhaft zwei Spektren, jeweils mit und ohne abschirmende Gebinde, dieser Untergrundmessungen für die Detektorreihe 2 von jeweils einer Sekunde Messdauer dargestellt. Für das Spektrum, bei dem der Detektor mittig vor dem Gebinde positioniert wurde, ist dessen abschirmende Wirkung deutlich zu erkennen.

Abbildung 4-2: Logarithmische Darstellung der simulierten Untergrundspektren eines Plastikszi-
ntillators für zwei verschiedene Positionen in der zweiten Detektorreihe. Messwerte
und Unsicherheiten skaliert auf einer simulierten Messdauer von einer Sekunde



Zur Bestimmung der Untergrundzählrate U_0 des Detektors wurde die Summe über die 256 Bins der energieaufgelösten Ereigniszahlen im Bereich von 20 keV bis 2,9 MeV gebildet. Die Ergebnisse der einzelnen Simulationen für die verschiedenen Positionen der Detektorreihen sind in Tabelle 4-3 zusammengefasst. Die Unsicherheit in der Untergrundzählrate wurde gemäß der Gaußschen Fehlerfortpflanzung bestimmt.

Tabelle 4-3: Untergrundzählraten der unterschiedlichen Positionen der Detektorreihen für einen Plastikszi-
ntillator mit 1 cm äußerer Bleiabschirmung und 1 s Messzeit

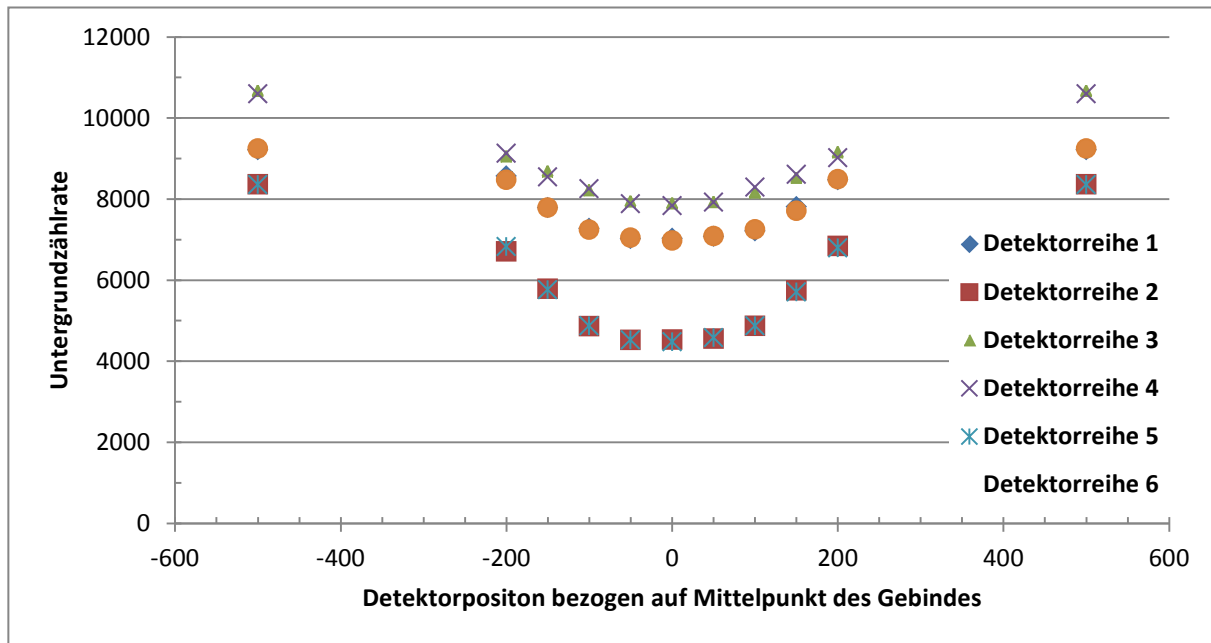
Abstand [cm] ^{*)}	Untergrundzählrate U_0 [1/s] der unterschiedlichen Detektorpositionen					
	1	2	3	4	5	6
∞	9214 ± 96	8363 ± 91	10677 ± 103	10600 ± 103	8354 ± 91	9245 ± 96
200	8479 ± 92	6847 ± 83	9161 ± 96	9019 ± 95	6793 ± 82	8491 ± 92
150	7813 ± 88	5749 ± 76	8532 ± 92	8609 ± 93	5708 ± 76	7709 ± 88
100	7215 ± 85	4876 ± 70	8171 ± 90	8295 ± 91	4873 ± 70	7256 ± 85
50	7083 ± 84	4558 ± 68	7933 ± 89	7922 ± 89	4578 ± 68	7087 ± 84
0	7031 ± 84	4530 ± 67	7899 ± 89	7834 ± 89	4481 ± 67	6977 ± 84
-50	7021 ± 84	4523 ± 67	7947 ± 89	7885 ± 89	4523 ± 67	7046 ± 84
-100	7280 ± 85	4864 ± 70	8223 ± 76	8259 ± 88	4870 ± 91	7246 ± 91
-150	7790 ± 88	5788 ± 76	8688 ± 93	8546 ± 92	5765 ± 76	7792 ± 88
-200	8571 ± 93	6711 ± 82	9058 ± 95	9127 ± 96	6828 ± 83	8477 ± 92

^{*)} Abstand relativ zum Mittelpunkt des Schrottgebindes angegeben

Aus Tabelle 2-1 ist zu erkennen, dass die Unsicherheit der Untergrundzählrate sehr gering ist und sich im Mittel um einen Wert von ca. 1,2 % des Untergrundwertes bewegt. Eine Alarmschwelle von $7,5 \sigma$ entspricht daher ca. 9 % der Untergrundzählrate. Dies bedeutet, dass die aus dem Arbeitspaket 1 zur Alarmschwelle erhobenen Herstellerangaben von 10 bis 15 % der Untergrundschwelle bzw. $7,5 \sigma$ als Sigma-Schwelle zur Alarmauslösung sehr gut vergleichbar sind. Im weiteren Verlauf die-

ses Dokumentes wird, wenn nicht anders angegeben, eine Alarmschwelle von 10 % der Untergrundzählrate angenommen. Die örtliche Änderung der Untergrundzählraten aus Tabelle 4-3 ist in Abbildung 4-3 grafisch dargestellt.

Abbildung 4-3: Verlauf der Untergrundzählrate der abgeschirmten Portalmessanlage beim Durchfahren eines Standardgebüdes der mittleren Dichte von $1,09 \text{ g/cm}^3$ (Unsicherheitsbalken kleiner als Datenpunkte)

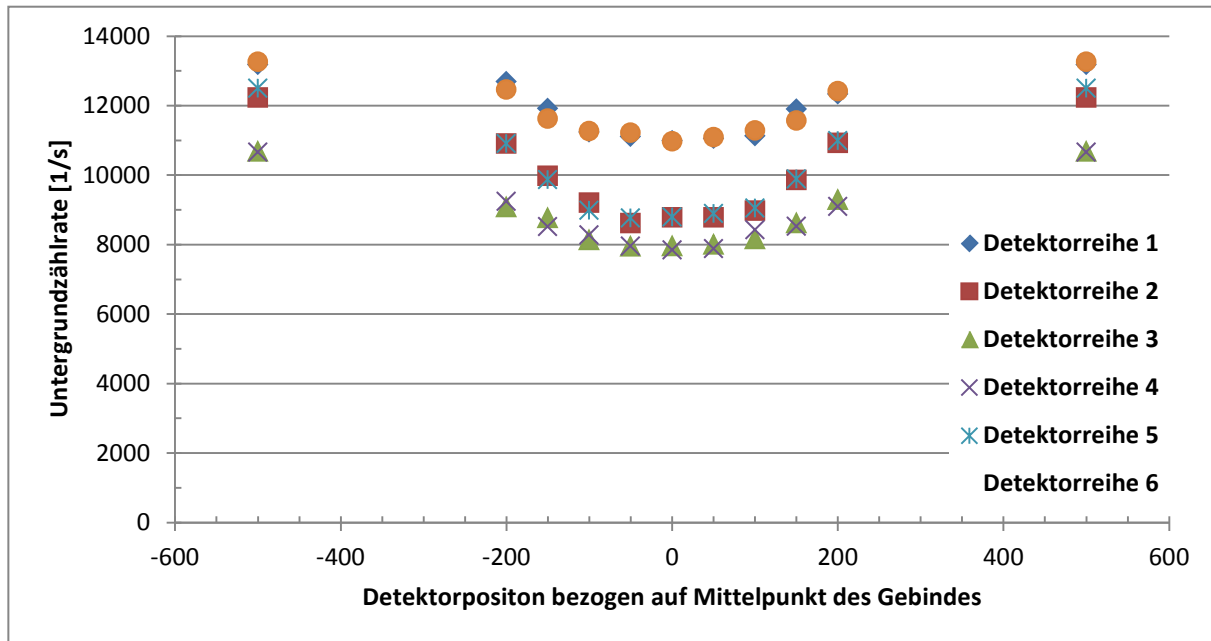


Aufgrund ihrer gleichen Ausrichtung zum Untergrund ist der Verlauf der Untergrundzählraten in Abbildung 4-3 für die Detektorreihenpaare 1, 6 bzw. 2, 5 und 3, 4 vergleichbar. Für die Detektorpaare wird bei maximaler Abdeckung durch das Gebüde eine Reduktion der Untergrundzählrate auf 76 %, 54 % und 75 % des ursprünglichen, durch das Gebüde unabgeschirmten Wertes, erreicht. Für die Detektorreihen 2 und 5 ergeben sich aufgrund des Abstandes zum Untergrund die geringsten Untergrundzählraten und die höchste Abschwächung durch das Gebüde. Die Detektorreihen 3 und 4, welche sich über dem Gebüde befinden, weisen aufgrund ihrer Ausrichtung zum Untergrund in allen Fällen die höchsten Untergrundzählraten und geringsten Abschwächungen auf.

4.1.2 Untergrundsimulationen ohne Bleiabschirmung

Die gleichen Berechnungen wie in Kapitel 4.1.1 sind zusätzlich für den Fall einer fehlenden Bleiabschirmung durchgeführt worden. Die Ergebnisse dieser Simulation sind in Abbildung 4-4 dargestellt.

Abbildung 4-4: Verlauf der Untergrundzählrate der un abgeschirmten Portalmessanlage beim Durchfahren eines Standardgebundes der mittleren Dichte von $1,09 \text{ g/cm}^3$ (Fehlerbalken kleiner als Datenpunkte)



Die Abbildung 4-4 zeigt als Ergebnis dieser Simulationen, dass die Untergrundzählrate für die seitlichen Detektoren im nicht abgeschirmten Fall, verglichen zu den Berechnungen aus Kapitel 4.1.1, deutlich höher sind. Die Alarmschwelle wird proportional zu einem Prozentsatz der Untergrundzählrate gewählt, daher führt dies zu einer deutlichen Verschlechterung der Detektionsschwelle von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Schrottgebäude. Für die Detektorreihen 3 und 4 kommt es aufgrund der vergleichbaren Geometrie zu keiner nennenswerten Änderung der Untergrundzählrate.

Empfehlung: Aufgrund der deutlich höheren Untergrundzählrate bei fehlender Abschirmung wird zur Verbesserung der Anlagensensitivität empfohlen, die Detektoren so gut wie möglich vor ungewünschter Hintergrundstrahlung abzuschirmen.

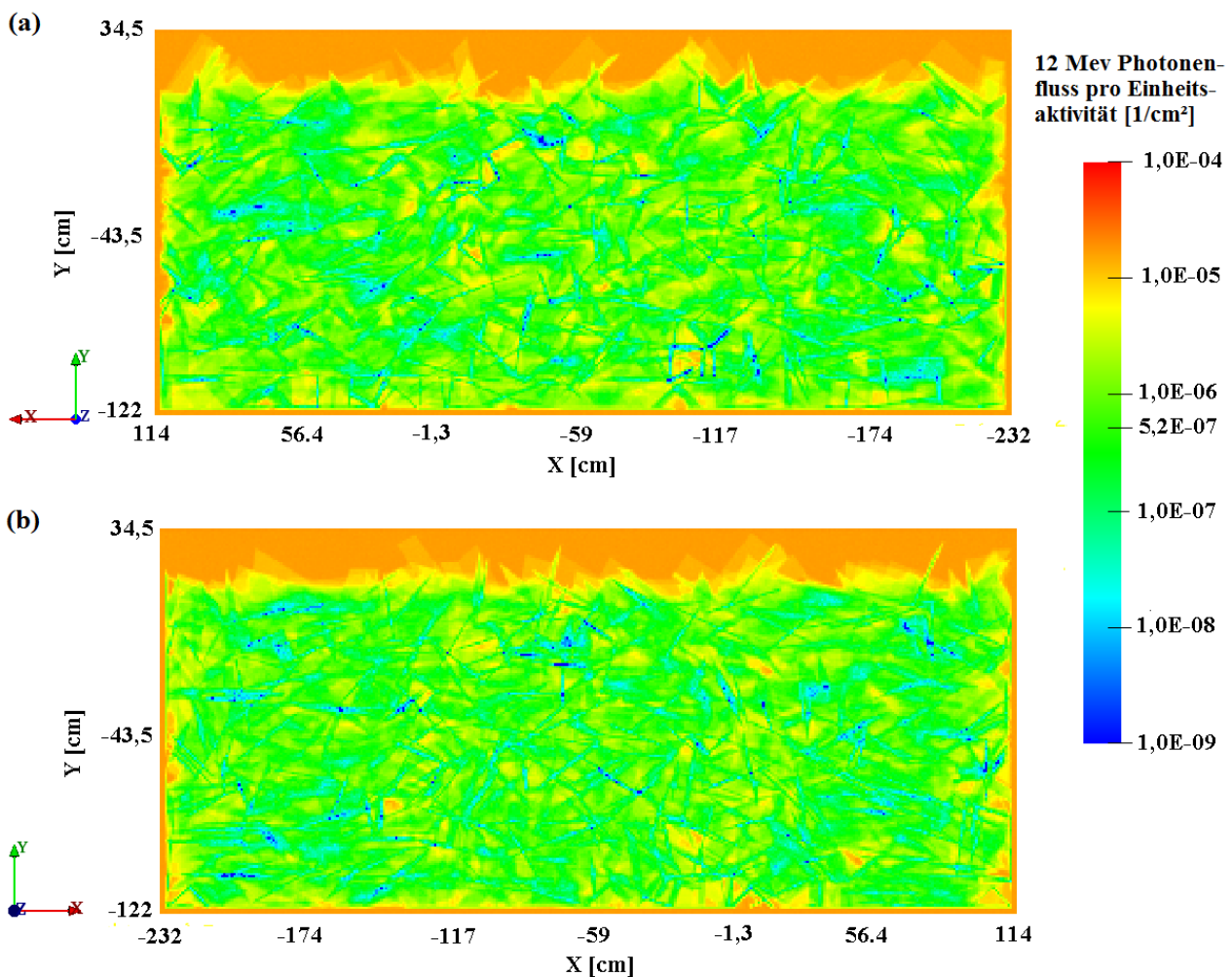
4.2 Durchleuchtung

Um eine Aussage über die Anisotropie der physikalischen Schüttung innerhalb der x-y-Ebene zu bekommen, wurde das Gebäude aus Kapitel 3.2.2 in einer weiteren MCNP-Simulation mittels hochenergetischen Photonen der Energie 12,0 MeV durchleuchtet. Diese hohe Photonenenergie wurde gewählt, um die Absorption gering zu halten. Zur Detektion des Photonenflusses wurde ein Gitter (350×160 Bildpunkte) aus 1 cm^2 großen Detektortallys (Typ 4: „Average Cell Flux“) außerhalb des Gebäudes gelegt. Die bei der Simulation betrachteten Photonen wurden aus einer mittig im Gebäude positionierten Flächenquelle emittiert. Hierbei wurden die 12,0 MeV Photonen ausschließlich in $\pm z$ -Richtung ausgesendet. In Abbildung 4-5 ist der Teil der Photonen dargestellt, welcher ungestört im Energiebereich um die 12,0 MeV die halbe Schüttung durchdrungen hat. Insgesamt wurden pro Aufnahme jeweils 200 Mio. Photonen anisotrop in $\pm z$ -Richtung emittiert. Bei 56.000 Gitterpunkten bedeutet dieses, dass pro Gitterpunkt ca. 3571 Photonen in $\pm z$ -Richtung emittiert wurden.

In Abbildung 4-5 ist der orts aufgelöste Photonenfluss für den Austritt eines 12 MeV Photon aus dem Schrottgebäude pro Einheitsaktivität dargestellt. Es sind Bereiche zu erkennen, in denen die Dichte der physikalischen Schüttung aus Kapitel 3.1.2 deutlich abweicht von den im Mittel erreich-

ten $1,09 \text{ g/cm}^3$ (Erwartungswert des Photonenflusses nach 110 cm mit $1,09 \text{ g/cm}^2$ ca. $5,2\text{E-}07$ Photonen/cm² pro Einheitsaktivität). Eine genauere Analyse der Dichteverteilung innerhalb des Gebindes erfolgt in Kapitel 4.4.7.

Abbildung 4-5: Durchleuchtung der jeweils halben physikalischen Schrottschüttung mit Photonen der Energie 12,0 MeV anisotrop abgestrahlt in (a) -z-Richtung und (b) +z-Richtung aus einer Flächenquelle mittig im Gebinde. Logarithmische Darstellung des 12 MeV Photonenfluss pro Einheitsquellstärke jeweils außerhalb des Gebindes.



4.3 Minimal detektierbare Aktivitäten für verschiedene Quellpositionen und Isotope

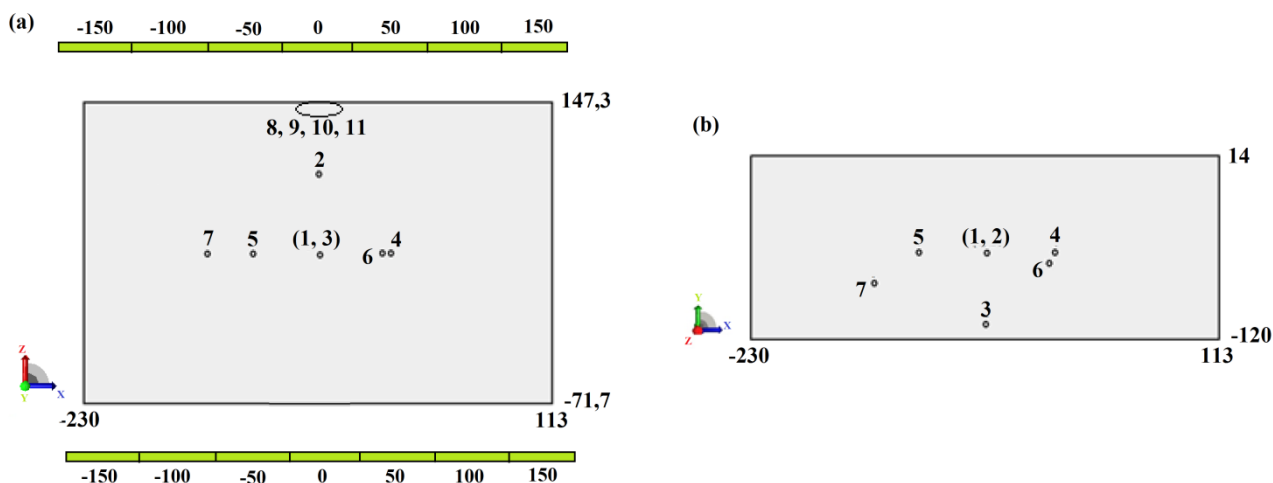
Der Photonenfluss an den verschiedenen Detektorpositionen der Detektorreihen 1 bis 6 wurde für 11 unterschiedliche Positionen der Quelle innerhalb des Schrottgebindes bestimmt. Für alle Berechnungen wurde von einer Punktgeometrie für die Quellen ausgegangen. Eine Übersicht über die für die Simulationen gewählten Quellpositionen innerhalb des Gebindes ist in Tabelle 4-4 gegeben.

Tabelle 4-4: Im Rahmen der Simulationen verwendete Quellpositionen

Position Nr.	x [cm]	y [cm]	z [cm]	Beschreibung
1	-61,4	-58,25	37,3	mittig im Schrottgebände
2	-61,4	-58,25	87,3	Richtung -z verschoben
3	-61,4	-108,25	37,3	mittig auf dem Boden des Gebäudes
4	-11,4	-58,25	37,3	längs im Gebäude verschoben
5	-111,4	-58,25	37,3	längs im Gebäude verschoben
6	-16,0	-55,0	37,3	längs im Gebäude verschoben
7	-138,0	-78,0	37,3	im Bereich geringerer Dichte in +z-Richtung
8	-61,4	-58,25	147,1	am Rande des Gebäudes
9	-61,4	-58,25	130,0	am Rande des Gebäudes
10	-61,4	-58,25	147,3	am Rande des Gebäudes
11	-57,4	-25,0	147,3	am Rande des Gebäudes

Zur besseren Veranschaulichung der Quellpositionen sind die Positionen innerhalb des Gebäudes in Abbildung 4-6 skizziert. Für die Simulationen 1, 3, 4, 5, 6 und 7 wurde die Quellposition mittig in y-Richtung innerhalb des Gebäudes gewählt. Bei diesen Berechnungen ist für das Messsignal an den seitlichen Detektorreihen eine maximale Absorption zu erwarten. Aufgrund der starken Abschirmung des Gebäudes für die 60 keV Strahlung des Am-241 wurden für dieses Isotop noch die zusätzlichen Positionen 8, 9, 10 und 11 am Rande des Gebäudes betrachtet.

Abbildung 4-6: Übersicht über die gewählten Quellpositionen innerhalb des Gebäudes. (a) Ansicht von oben, (b) seitliche Ansicht. Die seitlichen Detektorreihen sind in grün dargestellt



4.4 Vorgehensweise zur Bestimmung der minimal detektierbaren Aktivität für den Plastikszintillator

In diesem Kapitel wird dargestellt, wie aus dem energieaufgelösten Photonenfluss $\varphi(E_i)$ im Bereich von 0,1 bis 1,5 MeV (aufgeteilt in 64 Bins) als Ergebnis der MCNP-Simulationen, die minimal detektierbare Aktivität eines Plastikszintillators für verschieden Quellisotope und Positionen bestimmt wird.

Mittels der MCNP-Simulationen wurde der mittlere energieaufgelöste Photonenfluss $\varphi(E_i)$ in den unterschiedlichen Detektorzellen pro Einheitsaktivität bestimmt. In den folgenden Abbildungen ist beispielhaft der aus der Simulation erhaltene Photonenfluss pro Einheitsaktivität für eine Co-60 Quelle an Position 1 (gemäß Tabelle 4-4) für die einzelnen Detektorreihen gezeigt. Bei dieser Simulation wurden die Trajektorien von insgesamt 150 Mio. Photonen simuliert.

Abbildung 4-7: Ergebnisse des simulierten Photonenflusses an den Positionen der Detektorreihen in $-z$ -Richtung (a) Detektorreihe 1 und (b) Detektorreihe 2

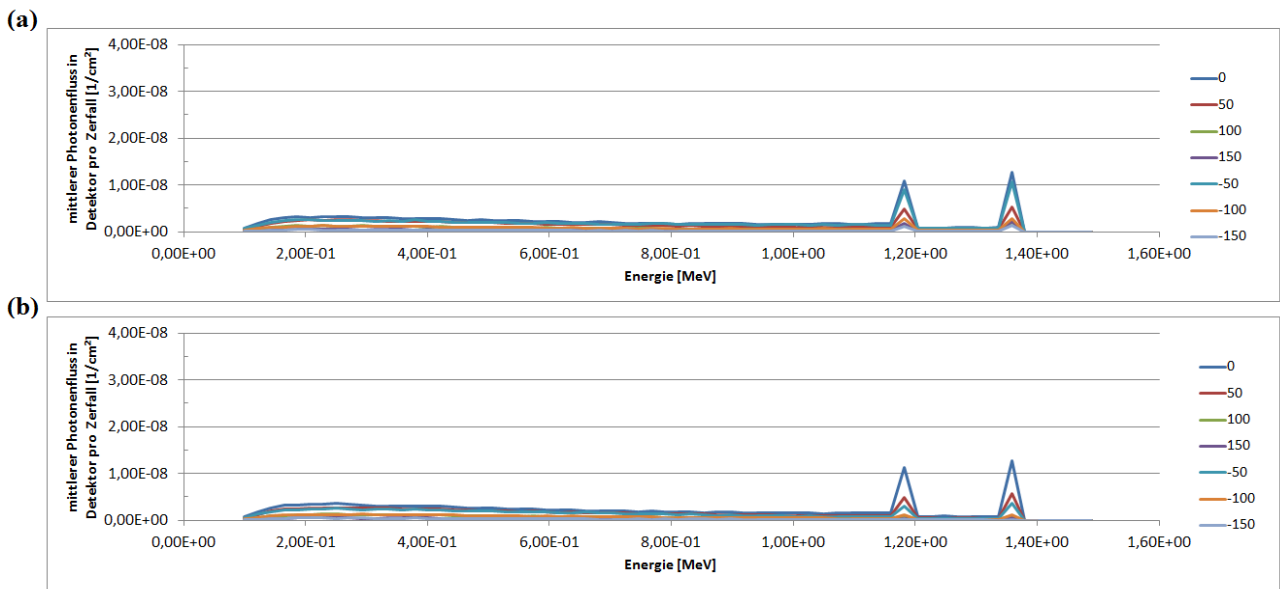


Abbildung 4-8: Ergebnisse des simulierten Photonenflusses an den Positionen der Detektorreihen (a) 3 und (b) 4 (oberhalb des Gebindes)

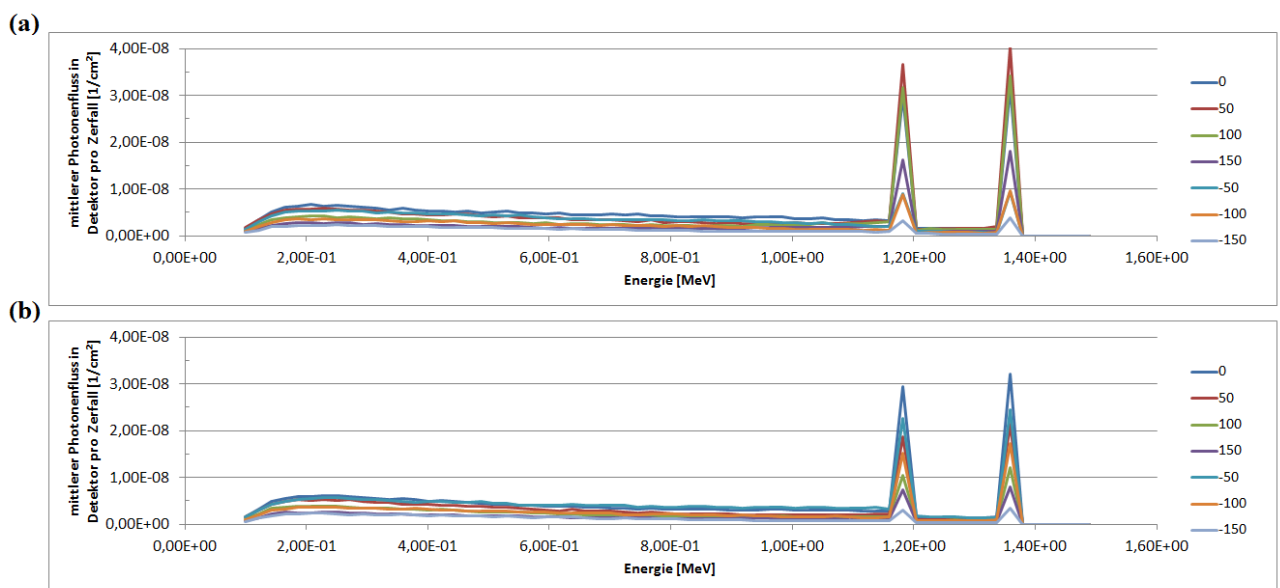
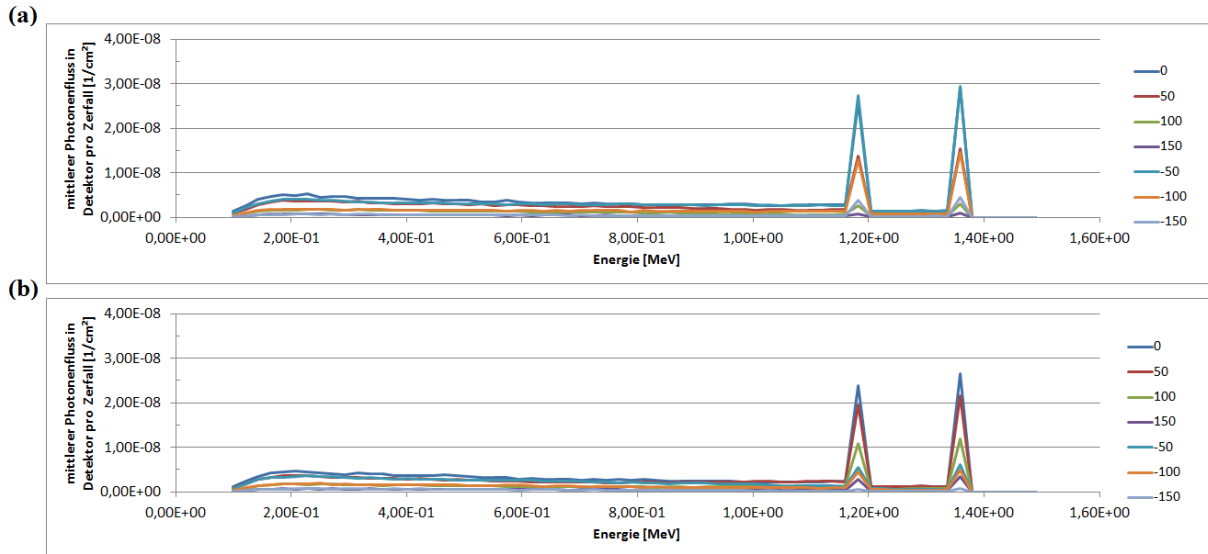


Abbildung 4-9: Ergebnisse des simulierten Photonенflusses an den Positionen der Detektorreihen (a) 5 und (b) 6 (+z-Richtung)



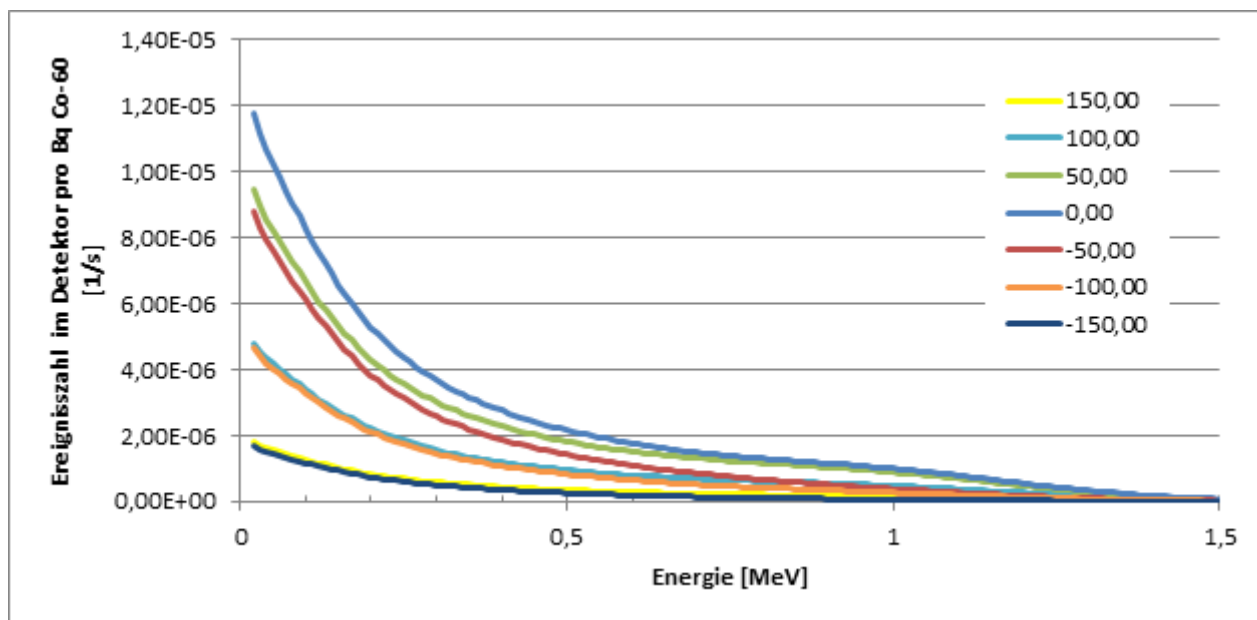
Anhand der Abbildungen ist deutlich zu erkennen, dass es aufgrund der geringeren Abschirmlänge zur Oberseite des Gebäudes zu einem erhöhten Photonенfluss für die Detektorreihen über dem Gebäude kommt (vergleiche Abbildung 4-8). Es ist auch eine starke Abweichung im Photonенfluss zwischen der linken (Abbildung 4-7) und rechten (Abbildung 4-9) Detektorreihe zu erkennen, was in der Anisotropie des Gebäudes begründet ist.

Um aus dem energieaufgelösten Photonенfluss $\varphi(E_i)$ pro Einheitsaktivität und cm^2 das flächenspezifische energieaufgelöste Detektorsignal $I(E_j)$ pro Einheitsaktivität zu berechnen, bedient man sich der Effizienzkalibrierung $T_{i,j}$ aus Anhang A.

$$I(E_j) = \sum_i \varphi(E_i) T_{i,j} \quad (\text{G 4-1})$$

Als Ergebnis dieser Berechnung gemäß Gleichung (G 4-1) sind in Abbildung 4-10 beispielhaft für einen 2.500 cm^2 Plastikszintillator die Signalspektren für die Detektorpositionen der Detektorreihe 5 für eine Co-60-Quelle dargestellt. Aus Abbildung 4-10 ist deutlich zu erkennen, dass es für Detektorpositionen, welche weiter von der Mitte des Gebäudes entfernt sind, zu einem deutlich niedrigeren Signalverlauf kommt. Aufgrund der zentralen Quellposition ist der gemessene Signalverlauf für die äquidistanten Punkte in $\pm x$ -Richtungen sehr gut vergleichbar. Die leichten Abweichungen für Detektorpaare mit gleicher Distanz sind durch die Anisotropie des Gebäudes zu erklären.

Abbildung 4-10: Im Detektor nachgewiesene energieaufgelöste Ereigniszahl für die Positionen der Detektorreihe 5, bezogen auf die Einheitsaktivität Co-60.



Für den Betrieb des Plastiksintillationsdetektors als Einkanal-detektor wird das Detektorsignal aus der Summation der einzelnen Kanäle des energieaufgelösten Spektrums im Bereich von 20 keV bis 3 MeV gebildet. Multipliziert mit der Detektorfläche (2500 cm²) ergibt sich hieraus die Detektoreffizienz ϵ_{eff} pro Einheitsaktivität der Quelle:

$$\epsilon_{eff} = \eta \cdot A_{Det} \sum_i I(E_i) \quad (G\ 4-2)$$

In Gleichung (G 4-2) berücksichtigt der Faktor η , dass es bei einer Co-60- bzw. Cs-137-Quelle zu 1,9976 bzw. 0,851 emittierten Gammaquanten pro Zerfall kommt.

In Tabelle 4-5 ist beispielhaft die berechnete Detektoreffizienz ϵ_{eff} für verschiedene Detektorpositionen einer Co-60- und Cs-137 -Quelle an der Quellposition 1 gegeben. Des Weiteren werden in Tabelle 4-5 noch die Detektoreffizienz ϵ_{eff} für eine Am-241-Quelle an der Quellposition 11 präsentiert.

Tabelle 4-5: Aus der MCNP-Simulation ermittelte Effizienzen ϵ_{eff} für den Energiebereich 20 keV bis 3 MeV, Messzeit von 265 ms (6,8 km/h Durchfahrts-geschwindigkeit)

Abstand [cm] ^{*)}	Aus der Simulation ermittelte Effizienzen ϵ_{eff} [Ereignisse/MBq]					
	1	2	3	4	5	6
Co-60 an Pos. 1						
150	38,0 ± 1,6	27,8 ± 1,5	224,9 ± 3,1	172,1 ± 3,0	54,4 ± 1,8	45,1 ± 1,8
100	78,1 ± 2,2	74,1 ± 2,2	352,7 ± 3,7	251,8 ± 3,4	150,4 ± 2,7	114,8 ± 2,6
50	161,9 ± 2,8	170,3 ± 2,9	455,0 ± 4,2	349,8 ± 3,9	289,5 ± 3,5	273,0 ± 3,5
0	235,4 ± 3,2	240,5 ± 3,3	507,1 ± 4,4	453,9 ± 4,2	348,8 ± 3,9	393,1 ± 4,1
-50	196,4 ± 2,9	154,3 ± 2,8	367,6 ± 4,0	443,7 ± 4,1	229,8 ± 3,4	352,8 ± 3,7
-100	82,9 ± 2,2	76,2 ± 2,2	243,6 ± 3,3	268,1 ± 3,4	130,0 ± 2,7	174,8 ± 2,8
-150	29,4 ± 1,5	27,9 ± 1,5	144,6 ± 2,7	137,5 ± 2,7	42,6 ± 1,9	54,6 ± 1,9

Abstand [cm] ^{*)}	Aus der Simulation ermittelte Effizienzen ϵ_{eff} [Ereignisse/MBq]					
	1	2	3	4	5	6
Cs-137 an Pos. 1						
150	$5,2 \pm 0,3$	$3,5 \pm 0,3$	$46,6 \pm 0,8$	$34,3 \pm 0,7$	$8,3 \pm 0,4$	$6,7 \pm 0,4$
100	$11,3 \pm 0,5$	$10,5 \pm 0,5$	$77,0 \pm 1,0$	$52,9 \pm 0,9$	$25,4 \pm 0,6$	$19,1 \pm 0,6$
50	$25,1 \pm 0,6$	$27,5 \pm 0,7$	$104,1 \pm 1,1$	$76,2 \pm 1,0$	$53,6 \pm 0,8$	$52,8 \pm 0,8$
0	$38,6 \pm 0,7$	$39,1 \pm 0,7$	$128,7 \pm 1,2$	$108,9 \pm 1,1$	$68,2 \pm 0,9$	$78,5 \pm 1,0$
-50	$31,5 \pm 0,7$	$23,5 \pm 0,6$	$87,2 \pm 1,1$	$110,7 \pm 1,1$	$42,2 \pm 0,8$	$74,3 \pm 0,9$
-100	$11,0 \pm 0,5$	$10,4 \pm 0,4$	$51,0 \pm 0,8$	$57,6 \pm 0,9$	$22,1 \pm 0,6$	$31,9 \pm 0,7$
-150	$3,6 \pm 0,3$	$3,4 \pm 0,3$	$28,5 \pm 0,7$	$27,1 \pm 0,7$	$6,7 \pm 0,4$	$8,6 \pm 0,4$
Am-241 an Pos. 11						
150	-	-	-	-	$1,3 \pm 0,2$	$1,0 \pm 0,2$
100	-	-	-	-	$8,6 \pm 0,4$	$3,9 \pm 0,3$
50	-	-	-	-	$179,9 \pm 1,9$	$32,9 \pm 0,8$
0	-	-	-	-	$663,7 \pm 4,6$	$85,5 \pm 1,3$
-50	-	-	-	-	$113,8 \pm 1,4$	$24,0 \pm 0,7$
-100	-	-	-	-	$5,8 \pm 0,4$	$2,9 \pm 0,3$
-150	-	-	-	-	$1,1 \pm 0,2$	$0,7 \pm 0,2$

Aus den berechneten Werten in Tabelle 4-5 lässt sich bereits erkennen, dass die Detektionseffizienz einer Co-60-Quelle deutlich höher liegt als für eine Cs-137-Quelle. Für die Am-241-Quelle konnten bei einer Simulation von 300 Mio. Photonen nur für die Detektorreihen 5 und 6 Effizienzen bestimmt werden, für die anderen Detektorpositionen lagen keine registrierten Photonen vor.

Die minimal detektierbaren Aktivitäten lassen sich für jede Detektorposition unter Berücksichtigung der Untergrundzählraten U_0 gemäß Tabelle 4-3 mit einer Alarmschwelle von 10 % wie folgt berechnen:

$$A_{min} = 0,1 \cdot \frac{U_0}{\epsilon_{eff}} \quad (G\ 4-3)$$

In den nächsten Kapiteln werden die aus dem simulierten Photonenspektrum berechneten minimal detektierbaren Aktivitäten für unterschiedliche Isotope und Quellpositionen präsentiert.

4.4.1 Minimal detektierbare Co-60-Aktivitäten

In diesem Kapitel werden die Ergebnisse für eine Co-60-Quelle vorgestellt, welche sich gemäß Tabelle 4-4 an den unterschiedlichen Positionen innerhalb des Gebäudes befindet. Alle präsentierten Ergebnisse wurden gemäß der Beschreibung in Kapitel 4.4 mit einer Simulation von 150 Mio. Teilchen berechnet.

Tabelle 4-6: Minimal detektierbare Co-60-Aktivitäten für verschiedenen Detektor- und Quellpositionen bei einer Alarmschwelle der Portalmessanlage von 10 %. Die angegebenen Unsicherheiten beruhen auf eine Messzeit von 265 ms

Abstand [cm] ^{*)}	Minimal detektierbare Co-60-Aktivität [MBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
Position 1						
150	20,56 ± 0,96	20,71 ± 1,23	3,79 ± 0,10	5,00 ± 0,14	10,49 ± 0,45	17,08 ± 0,79
100	9,24 ± 0,33	6,58 ± 0,27	2,32 ± 0,06	3,29 ± 0,08	3,24 ± 0,11	6,32 ± 0,20
50	4,37 ± 0,13	2,68 ± 0,09	1,74 ± 0,04	2,26 ± 0,06	1,58 ± 0,05	2,60 ± 0,07
0	2,99 ± 0,08	1,88 ± 0,06	1,56 ± 0,04	1,73 ± 0,04	1,28 ± 0,04	1,77 ± 0,05
-50	3,58 ± 0,10	2,93 ± 0,10	2,16 ± 0,05	1,78 ± 0,04	1,97 ± 0,06	2,00 ± 0,05
-100	8,78 ± 0,31	6,39 ± 0,26	3,38 ± 0,09	3,08 ± 0,08	3,75 ± 0,13	4,15 ± 0,12
-150	26,49 ± 1,44	20,78 ± 1,24	6,01 ± 0,17	6,22 ± 0,18	13,52 ± 0,69	14,27 ± 0,59
Position 2						
150	112,63 ± 10,98	87,21 ± 9,75	4,85 ± 0,13	4,08 ± 0,10	2,76 ± 0,09	3,52 ± 0,10
100	36,60 ± 1,92	33,84 ± 2,36	4,36 ± 0,12	3,52 ± 0,09	0,93 ± 0,03	1,20 ± 0,03
50	27,83 ± 1,34	18,25 ± 0,98	2,90 ± 0,07	2,62 ± 0,07	0,41 ± 0,01	0,51 ± 0,01
0	23,17 ± 1,00	19,49 ± 1,07	3,29 ± 0,09	3,03 ± 0,08	0,23 ± 0,01	0,44 ± 0,01
-50	37,66 ± 2,20	28,18 ± 1,85	3,94 ± 0,11	3,39 ± 0,09	0,26 ± 0,01	0,54 ± 0,01
-100	98,76 ± 10,09	63,96 ± 6,37	4,71 ± 0,13	4,40 ± 0,12	0,68 ± 0,02	1,41 ± 0,04
-150	305,59 ± 61,13	179,06 ± 30,76	6,62 ± 0,19	7,43 ± 0,23	2,68 ± 0,09	5,18 ± 0,17
Position 3						
150	37,16 ± 2,29	34,63 ± 2,52	23,26 ± 0,82	47,49 ± 2,62	12,78 ± 0,56	18,40 ± 0,82
100	12,77 ± 0,49	12,40 ± 0,60	21,85 ± 0,81	30,91 ± 1,37	5,85 ± 0,22	5,54 ± 0,16
50	5,31 ± 0,16	5,51 ± 0,21	21,73 ± 0,84	26,58 ± 1,17	2,69 ± 0,09	2,06 ± 0,05
0	3,20 ± 0,09	4,68 ± 0,17	20,37 ± 0,77	23,18 ± 0,95	2,77 ± 0,10	2,35 ± 0,06
-50	4,34 ± 0,12	5,73 ± 0,22	27,80 ± 1,23	24,05 ± 0,99	3,61 ± 0,13	2,80 ± 0,07
-100	12,24 ± 0,46	10,84 ± 0,49	35,01 ± 1,64	37,26 ± 1,85	6,02 ± 0,23	3,94 ± 0,11
-150	43,87 ± 3,15	40,00 ± 3,10	66,22 ± 4,31	65,53 ± 4,33	16,29 ± 0,81	19,79 ± 0,89
Position 4						
150	8,77 ± 0,30	7,37 ± 0,29	3,69 ± 0,09	4,37 ± 0,12	4,91 ± 0,17	6,76 ± 0,21
100	3,45 ± 0,10	2,74 ± 0,09	2,83 ± 0,07	3,50 ± 0,09	1,93 ± 0,06	2,23 ± 0,06
50	1,27 ± 0,03	0,76 ± 0,02	2,26 ± 0,06	2,77 ± 0,07	1,39 ± 0,04	1,87 ± 0,05
0	2,40 ± 0,06	1,51 ± 0,05	2,71 ± 0,07	2,90 ± 0,07	2,75 ± 0,10	4,18 ± 0,13
-50	5,33 ± 0,17	2,16 ± 0,07	2,77 ± 0,07	3,52 ± 0,09	3,73 ± 0,13	8,01 ± 0,28
-100	13,17 ± 0,55	6,86 ± 0,28	4,34 ± 0,12	5,41 ± 0,15	6,44 ± 0,25	17,92 ± 0,86
-150	46,48 ± 3,77	26,96 ± 1,89	6,96 ± 0,20	9,14 ± 0,30	19,49 ± 1,02	54,25 ± 4,80
Position 5						
150	84,29 ± 9,32	51,61 ± 4,96	4,72 ± 0,13	6,51 ± 0,19	81,96 ± 10,22	122,16 ± 16,05
100	23,91 ± 1,31	15,63 ± 0,89	2,14 ± 0,05	2,62 ± 0,06	28,56 ± 2,21	40,81 ± 2,90
50	8,44 ± 0,29	5,14 ± 0,20	1,97 ± 0,05	1,55 ± 0,04	11,13 ± 0,56	16,80 ± 0,76
0	4,33 ± 0,12	1,82 ± 0,06	1,74 ± 0,04	1,64 ± 0,04	4,71 ± 0,18	8,61 ± 0,30
-50	4,33 ± 0,13	2,35 ± 0,08	1,72 ± 0,04	1,72 ± 0,04	2,62 ± 0,09	5,52 ± 0,17
-100	6,04 ± 0,19	3,92 ± 0,14	1,73 ± 0,04	2,27 ± 0,06	3,27 ± 0,11	6,62 ± 0,21
-150	12,52 ± 0,46	8,83 ± 0,34	2,00 ± 0,05	2,91 ± 0,07	9,19 ± 0,37	19,08 ± 0,89
Position 6						

Abstand [cm] ^{*)}	Minimal detektierbare Co-60-Aktivität [MBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
150	10,81 ± 0,40	9,89 ± 0,43	2,49 ± 0,06	3,70 ± 0,10	5,22 ± 0,18	7,37 ± 0,24
100	3,58 ± 0,10	3,49 ± 0,12	2,50 ± 0,06	3,06 ± 0,08	1,98 ± 0,06	2,31 ± 0,06
50	1,73 ± 0,04	0,99 ± 0,03	2,04 ± 0,05	2,27 ± 0,06	1,57 ± 0,05	2,29 ± 0,06
0	3,67 ± 0,11	1,89 ± 0,06	1,22 ± 0,03	1,75 ± 0,04	2,39 ± 0,08	3,31 ± 0,09
-50	7,41 ± 0,26	2,88 ± 0,10	2,25 ± 0,06	3,01 ± 0,08	3,67 ± 0,13	5,88 ± 0,19
-100	19,16 ± 0,96	9,18 ± 0,41	3,60 ± 0,09	4,57 ± 0,12	6,41 ± 0,25	15,43 ± 0,69
-150	62,61 ± 6,29	41,46 ± 3,87	5,57 ± 0,15	7,58 ± 0,23	24,69 ± 1,54	47,80 ± 3,95
Position 7						
150	97,11 ± 11,90	68,11 ± 7,68	17,40 ± 0,66	20,62 ± 0,89	95,26 ± 14,37	110,47 ± 15,76
100	23,17 ± 1,17	19,00 ± 1,12	11,19 ± 0,37	11,29 ± 0,38	30,52 ± 2,59	39,41 ± 2,99
50	10,54 ± 0,39	6,89 ± 0,28	7,77 ± 0,24	5,40 ± 0,15	10,34 ± 0,52	11,45 ± 0,44
0	4,56 ± 0,13	3,64 ± 0,13	4,74 ± 0,13	5,00 ± 0,14	3,21 ± 0,11	3,93 ± 0,11
-50	2,78 ± 0,07	2,69 ± 0,09	4,17 ± 0,11	4,86 ± 0,13	1,51 ± 0,05	1,40 ± 0,03
-100	4,19 ± 0,12	3,21 ± 0,11	5,02 ± 0,13	5,07 ± 0,14	1,90 ± 0,06	1,55 ± 0,04
-150	6,57 ± 0,20	5,37 ± 0,18	6,09 ± 0,17	6,28 ± 0,17	4,52 ± 0,15	7,33 ± 0,24
Position 8						
150	1,7±0,9 [GBq]	1,2±0,5 [GBq]	8,12 ± 0,25	7,07 ± 0,21	119,7±3,2 [kBq]	164 ± 4 [kBq]
100	1,1±0,4 [GBq]	0,6±0,2 [GBq]	5,00 ± 0,14	3,79 ± 0,10	43,6±1,2 [kBq]	66,3±1,6 [kBq]
50	0,6±0,2 [GBq]	0,3±0,1 [GBq]	3,81 ± 0,10	1,62 ± 0,04	15,7±0,5 [kBq]	24,8±0,6 [kBq]
0	0,4±0,1 [GBq]	0,2±0,0 [GBq]	4,11 ± 0,11	2,32 ± 0,06	8,8±0,3 [kBq]	14,1±0,3 [kBq]
-50	0,6±0,1 [GBq]	0,3±0,1 [GBq]	4,32 ± 0,12	3,06 ± 0,08	15,4±0,5 [kBq]	24,3±0,6 [kBq]
-100	1,1±0,4 [GBq]	0,6±0,2 [GBq]	5,20 ± 0,14	3,67 ± 0,09	43,5±1,2 [kBq]	64,7±1,5 [kBq]
-150	2,8±1,7 [GBq]	1,0±0,4 [GBq]	6,22 ± 0,17	3,91 ± 0,10	121,3±3,2 [kBq]	162 ± 3 [kBq]

^{*)} Abstand relativ zum Mittelpunkt des Schrottgebindes angegeben

4.4.2 Minimal detektierbare Cs-137-Aktivitäten

In diesem Kapitel werden die Ergebnisse für eine Cs-137-Quelle vorgestellt, welche sich gemäß Tabelle 4-4 an unterschiedliche Positionen innerhalb des Gebindes befindet. Alle präsentierten Ergebnisse wurden gemäß der Beschreibung in Kapitel 4.4 mit einer Simulation von 300 Mio. Teilchen berechnet.

Tabelle 4-7: Minimal detektierbare Cs-137-Aktivitäten der verschiedenen Detektor- und Quellpositionen bei einer Alarmschwelle von 10 %. Die angegebenen Unsicherheiten beruhen auf einer Messzeit von 265 ms

Abstand [cm] ^{*)}	Minimal detektierbare Cs-137-Aktivität [MBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
Position 1						
150	148,84 ± 9,98	163,29 ± 14,92	18,30 ± 0,50	25,07 ± 0,75	68,99 ± 3,89	114,98 ± 7,49
100	63,87 ± 3,01	46,30 ± 2,38	10,61 ± 0,27	15,69 ± 0,43	19,15 ± 0,71	38,02 ± 1,47
50	28,27 ± 0,96	16,59 ± 0,62	7,62 ± 0,19	10,39 ± 0,27	8,53 ± 0,28	13,42 ± 0,38
0	18,20 ± 0,54	11,59 ± 0,40	6,14 ± 0,15	7,19 ± 0,18	6,57 ± 0,21	8,88 ± 0,24
-50	22,27 ± 0,70	19,25 ± 0,75	9,11 ± 0,23	7,12 ± 0,17	10,72 ± 0,38	9,48 ± 0,25
-100	66,17 ± 3,12	46,92 ± 2,42	16,13 ± 0,44	14,33 ± 0,38	22,04 ± 0,88	22,72 ± 0,71
-150	218,76 ± 19,19	169,09 ± 16,27	30,51 ± 0,97	31,50 ± 1,03	86,12 ± 5,88	90,92 ± 4,93
Position 2						
150	1008,6 ± 188,5	941,91 ± 193,05	23,61 ± 0,68	18,56 ± 0,50	15,34 ± 0,56	18,73 ± 0,61
100	321,63 ± 26,93	361,60 ± 42,27	20,80 ± 0,60	15,74 ± 0,42	4,60 ± 0,14	6,00 ± 0,16
50	248,97 ± 18,27	153,56 ± 11,84	13,81 ± 0,37	12,36 ± 0,33	1,72 ± 0,05	2,17 ± 0,05
0	198,06 ± 12,90	177,03 ± 14,60	15,60 ± 0,43	14,05 ± 0,39	0,98 ± 0,03	1,88 ± 0,05
-50	319,55 ± 27,09	257,47 ± 28,21	19,89 ± 0,59	16,23 ± 0,46	1,10 ± 0,03	2,38 ± 0,06
-100	1065,6 ± 224,0	614,76 ± 100,70	22,88 ± 0,67	22,35 ± 0,66	2,88 ± 0,09	6,86 ± 0,19
-150	3795,4 ± 1584,8	2167,72 ± 735,0	34,64 ± 1,11	38,63 ± 1,35	12,63 ± 0,44	26,86 ± 1,06
Position 3						
150	294,43 ± 40,25	284,76 ± 45,49	154,03 ± 9,03	381,52 ± 46,67	87,11 ± 7,39	119,65 ± 10,24
100	83,86 ± 5,74	93,98 ± 8,66	163,69 ± 11,18	225,70 ± 19,55	37,57 ± 2,24	31,23 ± 1,32
50	33,17 ± 1,42	39,43 ± 2,41	164,87 ± 11,93	206,40 ± 17,24	16,45 ± 0,71	9,26 ± 0,26
0	16,88 ± 0,55	35,11 ± 2,02	155,07 ± 10,99	181,71 ± 14,07	16,71 ± 0,75	12,10 ± 0,38
-50	26,25 ± 1,02	42,99 ± 2,71	217,66 ± 19,05	207,49 ± 17,07	23,28 ± 1,20	13,56 ± 0,43
-100	90,91 ± 6,23	85,99 ± 7,30	320,15 ± 33,10	340,35 ± 37,22	42,24 ± 2,63	18,60 ± 0,62
-150	317,61 ± 43,23	365,20 ± 68,37	683,23 ± 107,30	588,72 ± 86,20	116,96 ± 11,61	126,99 ± 11,10
Position 4						
150	49,94 ± 2,70	45,73 ± 2,95	18,42 ± 0,60	22,12 ± 0,78	31,11 ± 1,58	40,01 ± 1,90
100	17,47 ± 0,62	14,51 ± 0,62	13,35 ± 0,41	16,39 ± 0,53	11,18 ± 0,42	11,07 ± 0,33
50	5,20 ± 0,14	2,76 ± 0,09	10,60 ± 0,30	13,04 ± 0,40	7,04 ± 0,25	8,38 ± 0,24
0	11,60 ± 0,37	7,00 ± 0,25	12,48 ± 0,38	13,48 ± 0,42	16,06 ± 0,74	23,96 ± 0,99
-50	29,17 ± 1,32	9,75 ± 0,36	13,42 ± 0,40	16,92 ± 0,55	22,18 ± 1,08	50,60 ± 2,95
-100	82,70 ± 6,36	39,75 ± 2,45	21,27 ± 0,73	26,99 ± 1,04	39,46 ± 2,35	122,47 ± 11,38
-150	289,26 ± 50,32	176,65 ± 24,48	34,42 ± 1,39	44,93 ± 2,15	118,84 ± 11,56	406,13 ± 78,22
Position 5						
150	600,90 ± 142,83	374,95 ± 81,32	20,01 ± 0,67	27,47 ± 1,09	757,61 ± 237,75	1191,73 ± 425,19

Abstand [cm] ^{*)}	Minimal detektierbare Cs-137-Aktivität [MBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
100	170,80 ± 18,33	105,38 ± 11,16	8,09 ± 0,21	10,65 ± 0,30	265,26 ± 45,00	414,12 ± 78,53
50	52,02 ± 2,76	31,88 ± 1,82	7,97 ± 0,22	5,88 ± 0,15	94,35 ± 9,73	154,70 ± 14,75
0	23,60 ± 0,89	10,27 ± 0,38	7,08 ± 0,19	6,45 ± 0,17	37,28 ± 2,23	66,48 ± 4,16
-50	24,24 ± 0,96	13,37 ± 0,54	7,00 ± 0,18	7,10 ± 0,19	16,42 ± 0,70	33,27 ± 1,43
-100	38,35 ± 1,77	25,18 ± 1,26	6,69 ± 0,17	9,61 ± 0,27	19,23 ± 0,81	35,93 ± 1,55
-150	88,25 ± 5,90	60,11 ± 4,10	7,56 ± 0,19	12,90 ± 0,38	51,17 ± 3,13	121,82 ± 10,39
Position 6						
150	67,04 ± 4,18	64,20 ± 4,86	11,08 ± 0,31	17,54 ± 0,57	32,41 ± 1,67	44,31 ± 2,22
100	19,44 ± 0,69	19,99 ± 0,93	11,05 ± 0,32	13,31 ± 0,41	11,47 ± 0,44	12,26 ± 0,37
50	6,79 ± 0,18	3,80 ± 0,12	8,70 ± 0,24	10,15 ± 0,29	8,56 ± 0,32	11,85 ± 0,37
0	18,94 ± 0,71	9,42 ± 0,35	4,55 ± 0,11	7,20 ± 0,19	14,85 ± 0,66	20,23 ± 0,78
-50	43,82 ± 2,35	15,87 ± 0,66	9,98 ± 0,28	13,53 ± 0,42	24,02 ± 1,22	39,59 ± 1,98
-100	136,81 ± 13,47	58,43 ± 4,33	16,35 ± 0,52	20,89 ± 0,73	41,46 ± 2,49	109,60 ± 9,68
-150	450,43 ± 97,70	303,86 ± 59,19	26,26 ± 0,96	36,04 ± 1,56	159,06 ± 20,38	377,38 ± 72,23
Position 7						
150	787,85 ± 211,91	527,45 ± 139,53	105,91 ± 7,02	120,31 ± 8,82	605,83 ± 193,35	812,24 ± 240,81
100	161,56 ± 15,26	159,95 ± 19,95	65,84 ± 3,51	62,57 ± 3,21	218,29 ± 39,67	272,42 ± 42,22
50	73,04 ± 4,72	52,30 ± 3,60	42,89 ± 1,89	25,65 ± 0,89	64,61 ± 5,66	71,30 ± 4,79
0	27,67 ± 1,11	25,14 ± 1,27	24,94 ± 0,86	26,35 ± 0,94	18,93 ± 0,89	21,11 ± 0,80
-50	15,99 ± 0,53	17,49 ± 0,78	21,17 ± 0,69	26,55 ± 0,95	8,03 ± 0,29	5,85 ± 0,16
-100	25,51 ± 1,01	21,88 ± 1,02	24,76 ± 0,85	27,37 ± 0,97	10,35 ± 0,38	6,14 ± 0,16
-150	43,60 ± 2,05	37,67 ± 1,99	31,80 ± 1,18	33,54 ± 1,28	24,46 ± 1,12	39,10 ± 1,85
Position 8						
150	17,4±18,2 [GBq]	7,8 ± 5,4 [GBq]	38,74 ± 1,42	31,24 ± 1,07	275,1 ± 7,4 [kBq]	376,3 ± 8,8 [kBq]
100	11,6±11,4 [GBq]	4,4 ± 3,5 [GBq]	23,26 ± 0,72	16,50 ± 0,46	95,5 ± 2,8 [kBq]	145,4 ± 3,5 [kBq]
50	10,0±6,8 [GBq]	3,3 ± 1,6 [GBq]	16,40 ± 0,47	5,74 ± 0,14	32,5 ± 1,0 [kBq]	51,8 ± 1,2 [kBq]
0	10,1±5,5 [GBq]	3,0 ± 1,2 [GBq]	17,22 ± 0,50	9,19 ± 0,24	17,8 ± 0,5 [kBq]	28,7 ± 0,7 [kBq]
-50	8,3±5,3 [GBq]	3,7 ± 2,2 [GBq]	18,25 ± 0,53	12,22 ± 0,33	32,0 ± 1,0 [kBq]	50,5 ± 1,2 [kBq]
-100	16,7±14,4 [GBq]	4,4 ± 2,5 [GBq]	22,88 ± 0,70	14,73 ± 0,40	95,1 ± 2,7 [kBq]	141,0 ± 3,4 [kBq]
-150	17,3±15,3 [GBq]	5,7 ± 3,3 [GBq]	27,30 ± 0,84	16,07 ± 0,43	277,1 ± 7,4 [kBq]	373,0 ± 8,7 [kBq]

^{*)} Abstand relativ zum Mittelpunkt des Schrottgebindes angegeben

4.4.3 Minimal detektierbare Am-241-Aktivitäten

In diesem Kapitel werden die Ergebnisse für eine Am-241-Quelle vorgestellt, welche sich gemäß Tabelle 4-4 an unterschiedliche Positionen innerhalb des Gebindes befindet. Alle präsentierten Ergebnisse wurden gemäß der Beschreibung in Kapitel 4.4 mit einer Simulation von 300 Mio. Teilchen berechnet.

Tabelle 4-8: Minimal detektierbare Am-241-Aktivitäten der verschiedenen Detektor- und Quellpositionen bei einer Alarmschwelle von 10 %. Die angegebenen Unsicherheiten beruhen auf eine Messzeit von 268 ms (6,8 km/h Durchfahrtsgeschwindigkeit)

Abstand [cm] ^{*)}	Minimal detektierbare Am-241 Aktivität [MBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
Position 1						
nach 300 Mio. Partikel keine Photonen in den Detektoren nachgewiesen						
Position 2						
nach 300 Mio. Partikel keine Photonen in den Detektoren nachgewiesen						
Position 3						
nach 300 Mio. Partikel keine Photonen in den Detektoren nachgewiesen						
Position 4						
nach 300 Mio. Partikel keine Photonen in den Detektoren nachgewiesen						
Position 5						
nach 300 Mio. Partikel keine Photonen in den Detektoren nachgewiesen						
Position 6						
nach 300 Mio. Partikel keine Photonen in den Detektoren nachgewiesen						
Position 7						
nach 300 Mio. Partikel keine Photonen in den Detektoren nachgewiesen						
Position 8						
150	-	-	-	-	540,86 ± 435,08	704,66 ± 561,91
100	-	-	-	-	77,57 ± 20,82	121,08 ± 33,61
50	-	-	-	-	4,10 ± 0,25	6,66 ± 0,41
0	-	-	-	-	0,91 ± 0,04	1,51 ± 0,06
-50	-	-	-	-	4,03 ± 0,25	6,60 ± 0,40
-100	-	-	-	-	76,46 ± 20,46	117,60 ± 32,14
-150	-	-	-	-	557,15 ± 435,72	730,29 ± 598,54
Position 9 [Aktivitäten für diese Position in GBq]						
150	-	-	-	-	-	-
100	-	-	-	-	56,8 ± 1,9	823,2 ± 27,5
50	-	-	-	1296,0 ± 43,2	11,5 ± 0,4	55,1 ± 1,8
0	-	-	-	-	7,2 ± 0,2	25,4 ± 72,3
-50	-	-	-	-	8,7 ± 0,3	9,8 ± 0,3
-100	-	-	-	985,6 ± 32,6	69,2 ± 2,5	15,2 ± 5,0
-150	-	-	-	-	-	-
Position 10						
150	-	-	-	-	525,49 ± 416,95	697,24 ± 553,64
100	-	-	-	-	77,99 ± 21,02	121,56 ± 33,90
50	-	-	-	-	4,12 ± 0,26	6,69 ± 0,41

Abstand [cm] ^{*)}	Minimal detektierbare Am-241 Aktivität [MBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
0	-	-	-	-	0,91 ± 0,04	1,51 ± 0,06
-50	-	-	-	-	4,04 ± 0,25	6,63 ± 0,41
-100	-	-	-	-	76,83 ± 20,67	118,44 ± 32,55
-150	-	-	-	-	549,22 ± 427,39	719,37 ± 587,56
Position 11						
150	-	-	-	-	430,13 ± 303,04	739,25 ± 617,73
100	-	-	-	-	56,88 ± 12,71	183,98 ± 66,22
50	-	-	-	-	2,54 ± 0,14	21,52 ± 2,28
0	-	-	-	-	0,68 ± 0,03	8,16 ± 0,55
-50	-	-	-	-	3,98 ± 0,25	29,40 ± 3,72
-100	-	-	-	-	84,09 ± 23,96	247,35 ± 104,71
-150	-	-	-	-	537,56 ± 433,57	1041,1 ± 1046,99

^{*)} Abstand relativ zum Mittelpunkt des Schrottgebindes angegeben

Aufgrund der schwachen 59,5 keV Gammalinie des Am-241-Zerfalls konnten für alle Quellpositionen, die bei den Simulationen mit Co-60- und Cs-137-Quellen verwendet wurden, keine Photonen im Detektor nachgewiesen werden. In Kapitel 4.4.6 werden Ergebnisse für die Aktivitäten einer mittig positionierten Am-241-Quelle auf Basis homogener Berechnungen präsentiert. Diese Ergebnisse zeigen, dass diese Aktivitäten mit den hier präsentierten MCNP-Simulationen nicht in einer angemessenen Zeit erreicht werden können. Daher wurde für dieses Isotop die minimal detektierbare Am-241-Aktivität für die zusätzlichen Quellpositionen 8 bis 11 am Rande des Gebindes berechnet.

Aus den Ergebnissen in Tabelle 4-8 ist zu erkennen, dass sich das Signal einer Am-241-Quelle aufgrund seiner geringen Reichweite für alle Quellpositionen auf ein oder wenige Teildetektoren konzentriert. Eine Am-241-Quelle lässt sich somit am effektivsten durch das Signal eines Detektors nachweisen.

4.4.4 Zusammenfassung der Ergebnisse

In Tabelle 4-9 sind die minimal detektierbaren Aktivitäten für die verschiedenen Nuklide und Quellpositionen aus den Kapiteln 4.4.1 bis 4.4.3 zusammengefasst. Hierbei wurden nur die seitlichen Detektorreihen 1, 2, 5 und 6 betrachtet.

Tabelle 4-9: Zusammenfassung der Ergebnisse aus den Simulationen, wenn nicht anders angegeben Ergebnisse in MBq

Pos.	minimal detektierbare Aktivität [MBq]		
	Co-60	Cs-137	Am-241
1	1,28 ± 0,04	6,57 ± 0,21	kein Ergebnis
2	0,23 ± 0,01	0,98 ± 0,03	kein Ergebnis
3	2,06 ± 0,05	9,26 ± 0,26	kein Ergebnis
4	0,76 ± 0,02	2,76 ± 0,09	kein Ergebnis
5	1,82 ± 0,06	10,27 ± 0,38	kein Ergebnis
6	0,99 ± 0,03	3,80 ± 0,12	kein Ergebnis
7	1,40 ± 0,03	5,85 ± 0,16	kein Ergebnis
8	8,8 ± 0,3 [kBq]	17,8 ± 0,5 [kBq]	0,91 ± 0,04
9	-	-	7,2 ± 0,2 [GBq]
10	-	-	0,91 ± 0,04
11	-	-	0,68 ± 0,03

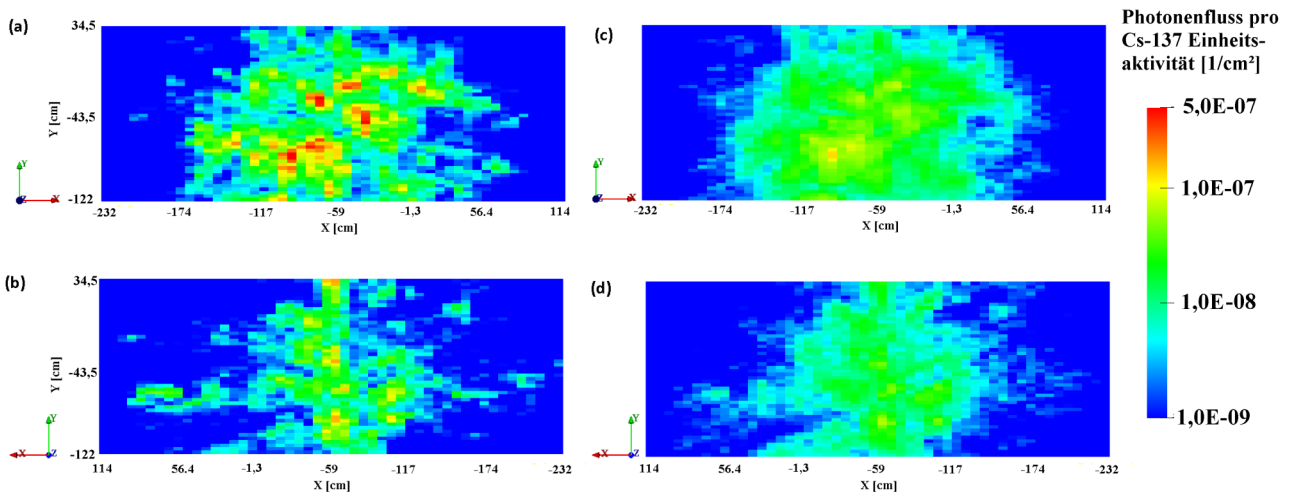
Für die Simulationen 1, 3, 4, 5, 6 und 7 wurde die Quellposition mittig in z-Richtung an unterschiedlichen Positionen innerhalb des Gebindes gewählt. Bei diesen Messungen zeigt sich für Co-60 bzw. Cs-137 eine Fluktuation der minimal detektierbaren Aktivität von 0,76 bis 2,06 MBq für Co-60 bzw. von 2,76 bis 10,27 MBq für Cs-137. Dies bedeutet, dass die Sensitivität bei den simulierten Messungen mit unterschiedlichen Quellpositionen um einen Faktor 3 bis 4 schwankt. Dies ist bei den experimentellen Untersuchungen des AP2.2 durch eine hinreichend große Anzahl an gewählten Positionen zu berücksichtigen.

Für die über der Ladung positionierten Detektorreihen 3 und 4 wurde für Co-60 bei der Quellposition 5 und bei Cs-137 bei den Quellpositionen 2 und 5 eine bessere Detektion der Quelle erreicht. Aufgrund der erhöhten Untergrundstrahlung in diesen Detektorreihen (s. Kapitel 4.1.1) ist die Sensitivität dieser Detektoren begrenzt.

4.4.5 Ortsaufgelöster Photonenfluss außerhalb des Schrottgebindes

Die Ergebnisse aus den Kapiteln 4.4.1 bis 4.4.3 sind für „kleine“ Plastikszintillatoren mit den Abmessungen 50 cm × 50 cm × 5 cm (12,5 Liter) durchgeführt worden. Bei den betrachteten Detektorzellen (s. Abbildung 3-4) erfolgt daher bereits eine Mittelung über einen Raumbereich. Um eine genauere Aussage über den örtlichen und spektral aufgelösten Photonenfluss zu bekommen, wurde in den durchgeführten Simulationen außerhalb des Gebindes an den ±z-Rändern ein Meshtally hinzugefügt. Dieser registriert in jedem seiner 50 × 50 Detektorpunkte (6,8 cm × 2,6 cm) den ankommenden Photonenfluss im Energiebereich bis 1,5 MeV (aufgelöst in 15 Bins). Das Ergebnis dieser Messung ist in Abbildung 4-11 für eine Cs-137-Quelle an der Position 1 dargestellt.

Abbildung 4-11: Photonenfluss außerhalb des Gebindes für jeweils die $\pm z$ -Richtung. In Abbildungen (a, b) für den Energiebereich von 0,6 bis 0,7 MeV und (c, d) für den Energiebereich von 0,5 bis 0,6 MeV in logarithmischer Darstellung



Aus Abbildung 4-11 lässt sich sehr gut erkennen, dass es für den Energiebereich der Cs-137-Direktstrahlung von 661 keV beidseitig des Gebindes (a, b) eine starke Anisotropie, mit lokalisierten Bereichen erhöhten Photonenflusses gibt. Für den Energiebereich der Fluoreszenz kommt es zu einer isotropen Flussverteilung um die Quellposition. Für eine Co-60-Quelle an Position 1 zeigen die Ergebnisse für die Direktstrahlung und Fluoreszenz vergleichbare Verteilungen. Der Photonfluss ist in beiden Energiebereichen gemäß Abbildung 4-11 für die $+z$ -Richtung (a, c) deutlich höher als für die $-z$ -Richtung (b, d). Dies ist konsistent mit den minimal detektierbaren Aktivitäten für die Position 1, wo die geringsten Aktivitäten in den Detektorreihen 5 und 6 nachgewiesen werden konnten.

Empfehlung: Zur Verbesserung der Anlagensensitivität sollte ein möglichst großer Bereich der Ladung mittels der Messtechnik erfasst werden.

4.4.6 Vergleich der MCNP-Ergebnisse mit homogenen MicroShield Berechnungen

Gemäß [THI 11] kann eine minimale Dosisleistungserhöhung von 5 nSv/h über dem Untergrund von einer Portalmessanlage detektiert werden. Mit dem Programm MicroShield [GRO 09] lassen sich, bei bekannter Quelle und einfacher Geometrie, die effektiven Dosisleistungen an verschiedenen Punkten im Raum berechnen. In Tabelle 4-10 sind die Aktivitäten dargestellt, welche benötigt werden, um am nächstgelegenen Detektorpunkt eine effektive Dosisleistung von 5 nSv/h aus dem Schrottgebäude zu erhalten. Es wurde bei diesen Berechnungen eine Geometrie vergleichbar zur Quellposition 1 gemäß Kapitel 4.3 mit einer homogenen Schrottfüllung der Dichte $1,09 \text{ g/cm}^3$ verwendet.

Tabelle 4-10: Ergebnisse der MicroShield Berechnungen

minimal detektierbare Aktivität [MBq]			Geometrie
Co-60	Cs-137	Am-241	
3,09	69,7	7,6E+06	110 cm Gebinde 1,09 g/cm ³ Stahl, 3,5 mm Stahl und 45 cm Luft
0,80	9,85	-	110 cm Gebinde 0,80 g/cm ³ , 3,5 mm Stahl und 45 cm Luft
-	-	3,1E+03	17,3 cm Gebinde 1,09 g/cm ³ Stahl, 3,5 mm Stahl und 45 cm Luft

Die Ergebnisse der MicroShield-Berechnungen in Tabelle 4-10 zeigen für Co-60 und Cs-137 erhebliche Abweichungen von den Ergebnissen der MCNP-Berechnungen gemäß Kapitel 4.4.4, wo eine Aktivitätsspanne von 0,76 bis 2,06 MBq für Co-60 und von 2,76 bis 10,27 MBq für Cs-137 ermittelt wurde. Für eine Dichte von 0,80 g/cm³ werden Werte erzielt, die im Bereich der Ergebnisse gemäß Tabelle 4-9 sind.

Für Am-241 zeigt sich aus der MicroShield Berechnung, dass auch bei deutlich längerer Simulationszeit der MCNP-Berechnungen eine Detektion von Am-241 Gammaquanten aus der Gebindemitte sehr unwahrscheinlich ist.

Um den Ursprung dieser großen Abweichung zwischen den beiden Berechnungsmethoden festzustellen, werden im nächsten Kapitel die MCNP-Ergebnisse für die Position 1 mit MCNP-Simulationen an einem homogen gefüllten Gebinde verglichen.

4.4.7 Vergleich der Ergebnisse mit homogenen MCNP-Berechnungen

In diesem Abschnitt werden die minimal detektierbaren Aktivitäten mittels MCNP für ein Gebinde mit einer homogener Schrottfüllung der Dichte 1,09 g/cm³ präsentiert. Die verwendete Geometrie entspricht hierbei weitestgehend derjenigen, welche für die Quellposition 1 benutzt wurde. Zur Vereinfachung werden nur die Detektoren mittig neben dem Gebinde betrachtet. In Tabelle 4-11 sind als Ergebnisse dieser Berechnungen die minimal detektierbaren Aktivitäten für dieses vereinfachte Gebinde dargestellt.

Tabelle 4-11: Ergebnisse der MCNP-Simulationen an einem homogenen Gebinde der Dichte 1,09 g/cm³

minimal detektierbare Aktivität [MBq]		
Co-60	Cs-137	Am-241
4,87 ± 0,78	63,61 ± 4,71	-

Diese homogenen MCNP-Simulationen zeigen eine gute Übereinstimmung mit den Ergebnissen der ebenfalls homogenen MicroShield-Berechnungen aus Tabelle 4-10 wo Werte von 3,09 MBq für Co-60 und 69,7 MBq für Cs-137 berechnet wurden. Sie weichen daher ebenfalls im gleichen Maße von den Ergebnissen der MCNP-Simulationen für das Gebinde mit der physikalischen Schüttung gemäß Kapitel 4.4.4 ab. Die Übereinstimmung der Ergebnisse der homogen durchgeführten Berechnungen deutet darauf hin, dass die beobachteten Abweichungen für die minimal detektierbare Aktivität auf die Inhomogenität der physikalischen Schüttung zurückzuführen ist.

4.4.8 Interpretation der Ergebnisse

Die Ergebnisse der vorherigen Kapitel 4.4.6 und 4.4.7 zeigen einen deutlichen Unterschied in minimal detektierbaren Aktivitäten für Berechnungen auf Basis eines homogenen und eines inhomogenen Schrottgebundes. Um den Einfluss der Anisotropie in der Dichteverteilung auf die minimal detektierbare Aktivität zu überprüfen, wird in diesem Kapitel ein einfaches Modell angewendet. Für ein homogenes Medium der Dichte $\langle \rho \rangle$ berechnet sich die Abschwächung der ursprünglichen Intensität I_0 über die Länge d für eine anisotrope Strahlenquelle gemäß der Gleichung (G 4-4).

$$I_{Hom} = I_0 \cdot e^{-(\rho) \cdot \mu \cdot d} \quad (\text{G 4-4})$$

Hierbei bezeichnet μ den Massenschwächungskoeffizient. Um eine einfache Anisotropie einzufügen, wird davon ausgegangen, dass das gemessene Signal jeweils zur Hälfte von zwei Gebunden stammt, die jeweils symmetrisch um $\pm \rho$ von der mittleren Dichte $\langle \rho \rangle$ abweichen:

$$I_{Ani} = I_0 \cdot \frac{1}{2} (e^{-((\rho)+\rho_{\pm}) \cdot \mu \cdot d} + e^{-((\rho)-\rho_{\pm}) \cdot \mu \cdot d}) = I_{Hom} \cdot \cosh(\rho_{\pm} \cdot \mu \cdot d) \quad (\text{G 4-5})$$

Der Kosinus Hyperbolicus ist immer ≥ 1 . Hieraus lässt sich bereits erkennen, dass es bei einer inhomogenen Dichteverteilung für alle Kombinationen zu einer geringeren Abschirmwirkung als im homogenen Fall kommt. Dieses ist nur gültig, solange die Dichtefluktuationen auf dem Größenmaßstab der Detektorausdehnung stattfinden. Wenn man berücksichtigt, dass die Intensitäten umgekehrt proportional zur minimal detektierbaren Aktivitäten der Tabelle 4-9 und Tabelle 4-11 sind, ergibt sich der in Gleichung (G 4-6) **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** dargestellte Zusammenhang:

$$\frac{A_{Hom}}{A_{Ani}} = \cosh(\rho_{\pm} \cdot \mu \cdot d) \Rightarrow \rho_{\pm} = \frac{1}{\mu \cdot d} \cosh^{-1} \left(\frac{A_{Hom}}{A_{Ani}} \right) \quad (\text{G 4-6})$$

In Tabelle 4-12 sind für Co-60 und Cs-137 die aus den Simulationen für verschiedene Quellpositionen berechneten Werte für ρ_{\pm} gegeben.

Tabelle 4-12: Aus den Simulationsergebnissen jeweils für Co-60 und Cs-137 berechnete Werte für ρ_{\pm}

Pos	ρ_{\pm} [g/cm ³]	
	Co-60	Cs-137
1	0,31	0,35
4	0,40	0,45
5	0,26	0,30

Bei dieser Betrachtung wurden nur die Detektoren berücksichtigt, an denen für die jeweilige Quellposition die niedrigste minimal detektierbare Aktivität bestimmt wurde. Bei den Quellpositionen 2, 3, 6 und 7 befand sich der Strahler nicht mittig im Gebinde (s. Abbildung 4-6), die jeweiligen Ergebnisse können daher nicht mit der homogenen Simulation verglichen werden.

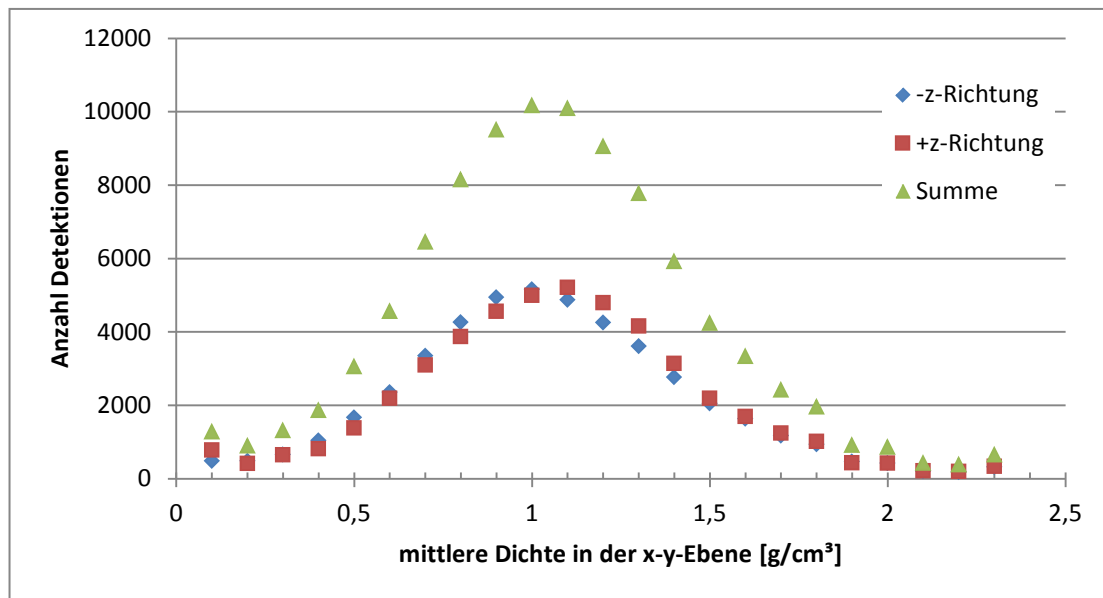
Aus Tabelle 4-12 ist zu erkennen, dass es für alle betrachteten Quellpositionen zu vergleichbaren ρ_{\pm} -Werten für Co-60 und Cs-137 kommt. Dies bedeutet, dass erhebliche Dichteschwankungen im Gebinde vorhanden sind.

Um dies zu überprüfen, wurde anhand der Ergebnisse der Durchleuchtung aus Kapitel 4.2 für jeden der Bereiche mit der Querschnittsfläche 1 cm² die jeweilige mittlere Dichte $\langle \rho \rangle$ bestimmt.

$$\langle \rho \rangle = -\ln\left(\frac{I}{I_0}\right) \frac{1}{\mu \cdot d} \quad (\text{G 4-7})$$

In Gleichung (G 4-7) wurde für den Massenschwächungskoeffizient μ ein Wert von 0,0303 cm²/g angenommen [NIST 04]. Die Dicke des durchleuchteten Gebindes beträgt 110 cm. In Abbildung 4-12 ist die aus der Berechnung erhaltene Dichteverteilung innerhalb der x-y-Ebene des Gebindes dargestellt.

Abbildung 4-12: Dichteverteilung innerhalb der x-y-Ebene des Gebindes auf Basis der Durchleuchtung in $\pm z$ -Richtung mit 12,0 MeV Photonen gemäß Kapitel 4.2.



Aus Abbildung 4-12 geht hervor, dass die Dichteverteilung innerhalb der x-y-Ebene einer sehr breiten Verteilung unterliegt. Der Erwartungswert dieser Dichteverteilung beträgt 1,07 g/cm³ mit einer Standardabweichung von 0,41 g/cm³. Der Erwartungswert der Dichteverteilung steht in guter Übereinstimmung mit den Ergebnissen aus Kapitel 3.1.3. Für beide Richtungen des Gebindes wurden in Abbildung 4-12 vergleichbare Dichteverteilungen erhalten, was auf eine homogene Verteilung der Winkel im Gebinde schließen lässt.

Aus der Dichteverteilung in Abbildung 4-12 lässt sich die effektive Dichte ρ_{eff} eines homogenen Vergleichsgebindes aus den mittleren Intervalldichten $\langle \rho_i \rangle$ aus Abbildung 4-12 gemäß der Gleichung (G 4-8) berechnen:

$$\rho_{eff} = -\frac{1}{\mu \cdot d} \cdot \ln\left(\sum_i w_i \cdot e^{-\langle \rho_i \rangle \cdot \mu \cdot d}\right) \quad (\text{G 4-8})$$

Hierbei ist w_i die Gewichtung der auf 1 normierten Häufigkeitsverteilung gemäß der Summenverteilung in Abbildung 4-12. Aus dieser Berechnung ergibt sich eine effektive Dichte ρ_{eff} für das homogene Vergleichsgebäude von ca. $0,76 \text{ g/cm}^3$. Dieser Wert ist gut vergleichbar mit den Ergebnissen der MicroShield-Berechnung aus Kapitel 4.4.6, wo bei einer homogenen Dichte des Gebäudes von $0,8 \text{ g/cm}^3$ vergleichbare minimale Aktivitäten zu den Ergebnissen des inhomogenen Gebäudes nach Kapitel 4.4 ermittelt wurden.

Diese Auswertung zeigt, dass die Abweichungen für die minimal detektierbare Aktivität zwischen dem homogenen Gebäude und der physikalischen Schüttung tatsächlich auf die anisotrope Dichteverteilung im Gebäude zurückzuführen sind. Diese Anisotropie führt bei der gewählten Energie von $12,0 \text{ MeV}$ zu einer effektiven Verringerung der Abschirmung um ca. 40% .

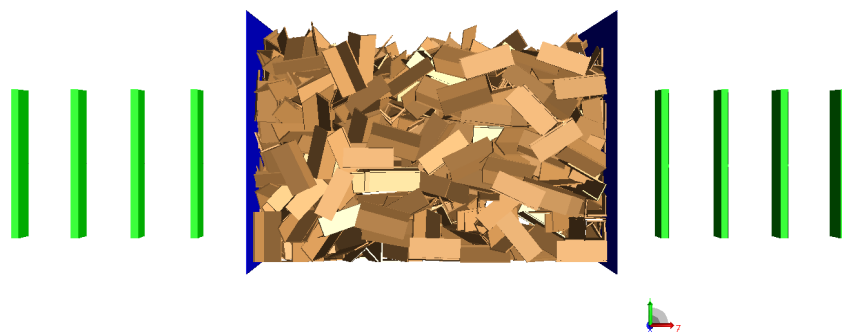
Aus der Dichteverteilung wurden zudem die effektive Dichten ρ_{eff} des typischen Schrottgebüdes für die Co-60-, Cs-137- und Am-241-Gammastrahlung mittels Gleichung (G 4-8) zu $0,61$, $0,49$ und $0,0825 \text{ g/cm}^3$ bestimmt. Massenschwächungskoeffizienten μ wurden nach [NIST 04] für die Co-60, Cs-137 und Am-241-Gammastrahlung mit $0,0535$, $0,077$ und $1,205 \text{ cm}^2/\text{g}$ angenommen.

Die sinkende effektive Dichte für schwächere Gammastrahler ist auf die Anisotropie der Schrottschüttung innerhalb des realen Schrottgebüdes zurückzuführen. Durch die stärkeren Massenschwächungskoeffizienten μ für schwächere Gammastrahler werden bei der Berechnung der effektiven Dichte gemäß Gleichung (G 4-8) die lokalen Bereiche mit geringer Dichte am Anfang der Verteilung in Abbildung 4-12 stärker berücksichtigt. Dieser Effekt ist aufgrund des wesentlich höheren Massenschwächungskoeffizienten bei der Berechnung der effektiven Dichte ρ_{eff} für die Am-241-Gammastrahlung deutlich zu beobachten.

4.5 Minimal detektierbare Aktivität in Abhängigkeit vom Detektorabstand

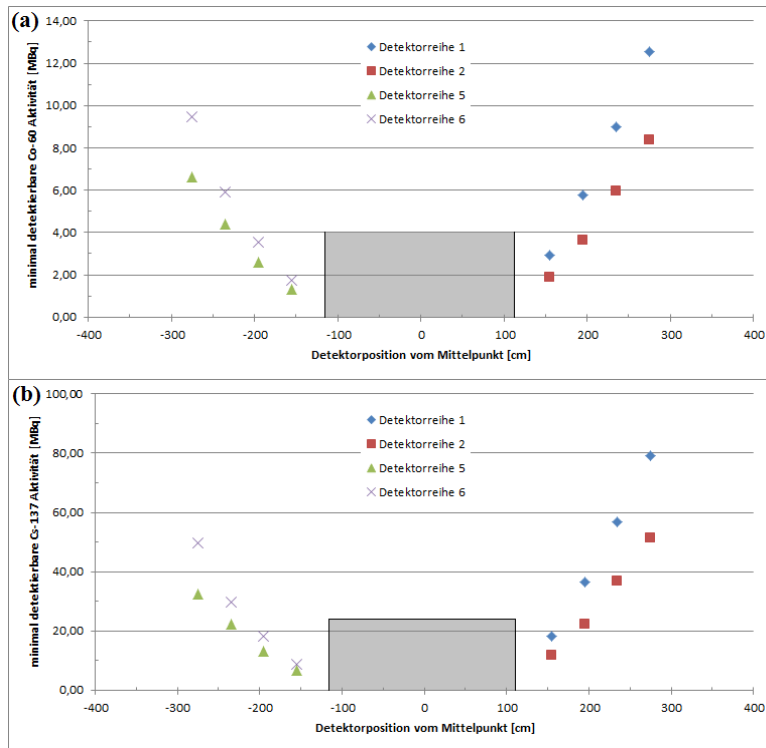
In diesem Abschnitt wird der Einfluss des Detektorabstands auf die minimal detektierbare Aktivität für Co-60 und Cs-137 untersucht. Die Berechnungen hierzu werden auf Basis der Quellposition 1 gemäß Tabelle 4-4 durchgeführt. Zur Vereinfachung werden nur die Detektoren betrachtet, welche sich an der Seite mittig vor der Quelle befinden (s. Abbildung 4-13).

Abbildung 4-13: Gewählte Detektorpositionen (zwei Detektoren je Position) zur Bestimmung des Einflusses des Detektorabstands auf die minimal detektierbaren Aktivitäten



Für jede Detektorposition wurde mittels MCNP der Untergrund für abgeschirmte Detektoren gemäß Kapitel 4.1 und der Photonenfluss gemäß Kapitel 4.4 bestimmt. Das Ergebnis der MCNP-Simulationen ist in Abbildung 4-14 für Co-60 und für Cs-137 dargestellt.

Abbildung 4-14: Verlauf der minimal detektierbaren (a) Co-60- und (b) Cs-137-Aktivitäten für verschiedene Detektorpositionen mittig vor dem Gebinde. Der graue Bereich in den Abbildungen entspricht der Ausdehnung des Gebindes.



In Abbildung 4-14 kann für größere Detektorabstände eine exponentielle Zunahme der minimal detektierbaren Co-60- und Cs-137-Aktivitäten beobachtet werden. Diese starke Zunahme wird durch zwei Effekte herbeigeführt:

- steigende Untergrundzählrate, welche durch die geringere abschirmende Wirkung des Gebindes herbeigeführt wird und
- sinkender Photonenfluss für Detektorpositionen, welche weiter vom Gebinde entfernt sind.

Diese beiden Effekte bewirken jeweils eine Verschlechterung der Anlagensensitivität für größere Abstände. Die Unterschiede zwischen den positiven und negativen Detektorpositionen in Abbildung 4-14 sind durch die Anisotropie innerhalb des Gebindes begründet.

Empfehlung: Gemäß den Ergebnissen aus diesem Abschnitt sollten, um eine bessere Detektierbarkeit von Radionukliden im Gebinde zu gewährleisten, die Detektorpositionen so nah wie technisch möglich am Gebinde realisiert werden. Für größere Entfernungen ist gemäß Abbildung 4-14 eine drastische Abnahme der Anlagensensitivität zu erwarten.

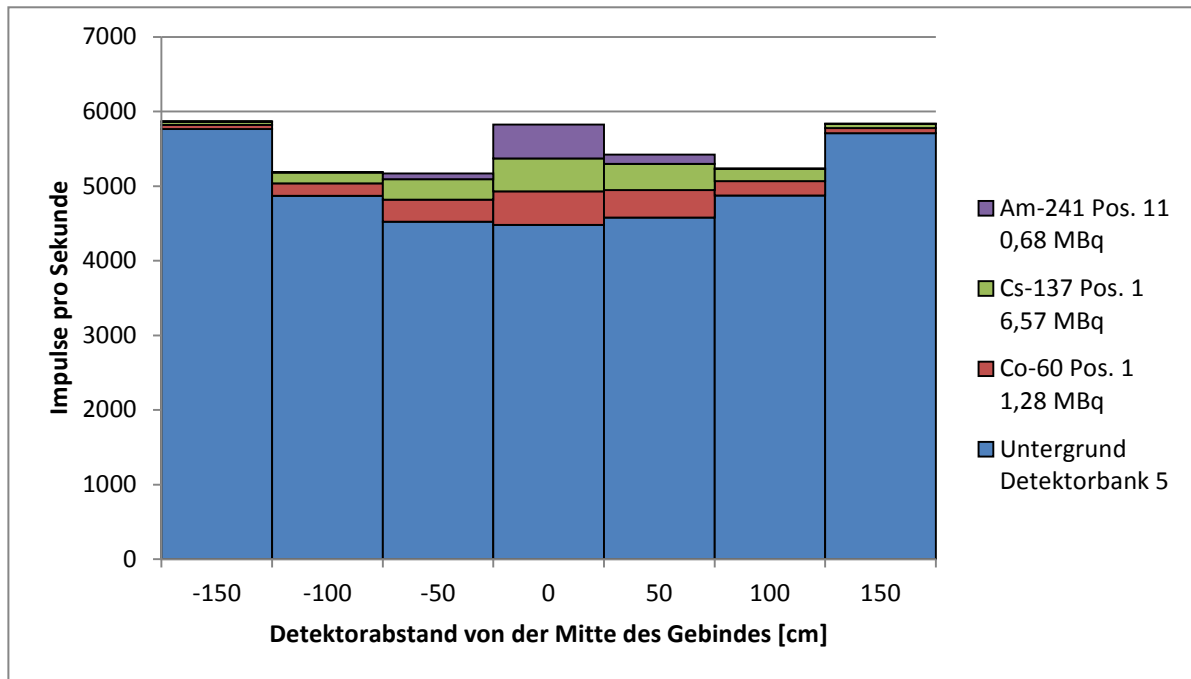
4.6 Minimal detektierbare Aktivität in Abhängigkeit von der Durchfahrtsgeschwindigkeit

Da sich der LKW bei einer „realen“ Messung durch die Portalmessanlage bewegt, können die Ergebnisse aus Kapitel 4.4 als idealisierte Messungen mit unendlicher Messzeit angesehen werden. Um die Abhängigkeit des Messsignals von der Fahrgeschwindigkeit des LKW zu bewerten, wird in diesem Kapitel die Bewegung des LKW über eine Mittelwertbildung über verschiedene Detektoren abgebildet.

Gemäß Kapitel 4.4 zeigt für eine Co-60- oder Cs-137-Quelle mittig im Gebinde (Quellposition 1) die Detektorreihe 5 für alle seitlichen Positionen die beste Detektionswahrscheinlichkeit. Daher

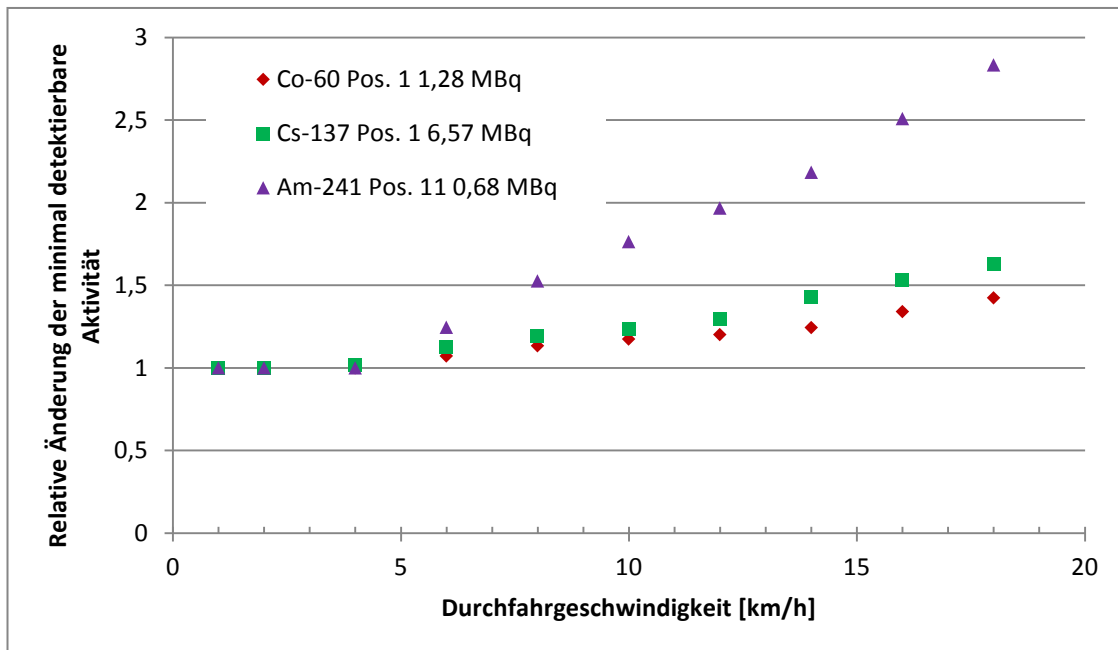
wird bei dieser Betrachtung nur auf diese Detektorreihe eingegangen. Des Weiteren wird eine Am-241-Quelle an der Quellposition 11 auch über die Detektoren der Detektorreihe 5 am besten nachgewiesen. In Abbildung 4-15 ist das zusätzliche Signal für die Detektoren der Detektorreihe 5 dargestellt, welches gemäß der Simulationen für diese drei Quellen zu erwarten ist.

Abbildung 4-15: Signalverlauf der Detektorreihe 5 für verschiedene Quellisotope und Positionen



Bei einer typischen Mittelungszeit von 200 ms [TF 16] für eine Portalmessanlage und einer Breite von 50 cm des stehenden Plastiksintillators ist bis zu einer Geschwindigkeit von 4,5 km/h unter allen Umständen eine alleinige Mittelung über den mittleren Detektorbereich gegeben. Für höhere Geschwindigkeiten sind entsprechend der Verweildauer vor diesen Detektoren anteilig die seitlichen Detektoren durch Mittelung mit zu berücksichtigen. Das Ergebnis dieser Betrachtung ist in Abbildung 4-16 dargestellt.

Abbildung 4-16: Relative Änderung der minimal detektierbaren Aktivität für verschiedene Isotope in Abhängigkeit von der Durchfahrtsgeschwindigkeit.



Aus Abbildung 4-16 geht hervor, dass es für die hochenergetischen Co-60- und Cs-137-Gammastrahler im niedrigen Geschwindigkeitsbereich bis 10 km/h nur zu einer geringen Absenkung der Anlagensensitivität durch die Bewegung des LKW kommt. Diese liegt für diese beiden Isotope im Bereich von 20 % bei 10 km/h. Für Geschwindigkeiten über 10 km/h ist gemäß Abbildung 4-16 mit einer größer werdenden Abnahme der Anlagensensitivität für höhere Geschwindigkeiten zu rechnen. Für Am-241 führen bereits geringe Geschwindigkeitserhöhungen zu einer deutlichen Verschlechterung der Sensitivität. Dies ist auf die geringe Durchdringung der schwächeren Gammastrahlung des Am-241 zurückzuführen.

Empfehlung: Bezüglich der Detektion von Co-60 und Cs-137 ist eine Geschwindigkeitsbegrenzung von 10 km/h als ausreichend zu betrachten. Für die Detektion von Am-241 sollte die Durchfahrtsgeschwindigkeit so gering wie möglich gewählt werden.

4.7 Minimal detektierbare Aktivitäten mit NaI-Detektor

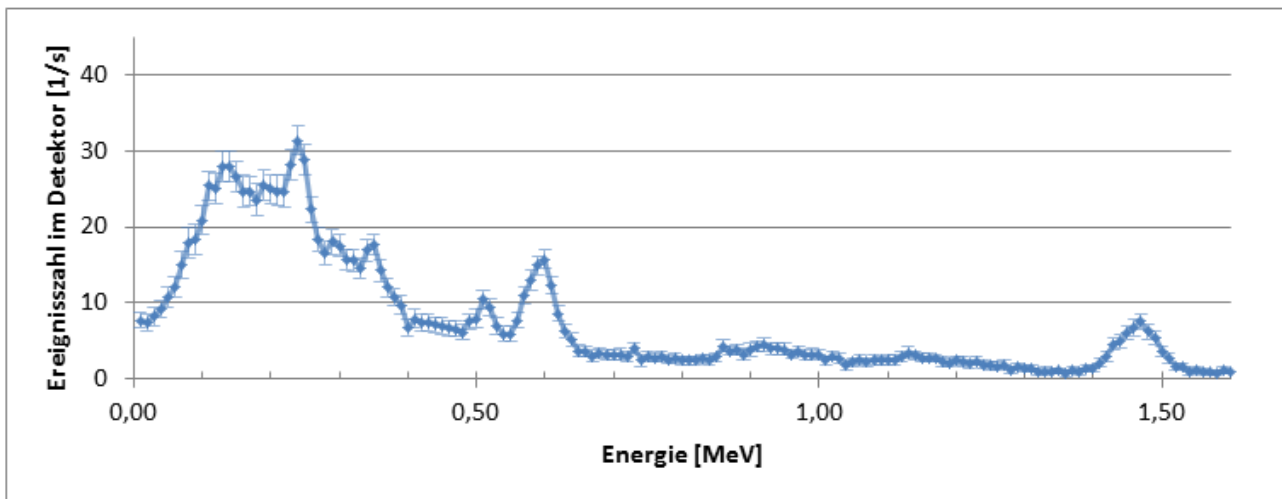
Um den Einfluss des Detektormaterials auf die minimal detektierbaren Aktivitäten vergleichen zu können, werden in diesem Abschnitt Vergleichsrechnungen mit Natriumiodid (NaI) als Detektormaterial durchgeführt. Aufgrund der höheren gammaspektrometrischen Auflösung eines NaI-Detektors sind die Betrachtungen in diesem Abschnitt nur für die Quellposition 1 und die mittleren Detektoren der Detektorreihen 1 bis 6 durchgeführt worden (vergleiche Abbildung 3-4). Für die NaI-Detektoren wurde gemäß der Ergebnisse aus dem AP1 [BS 16] eine Geometrie gemäß Anhang A gewählt.

4.7.1 **Untergrundspektrum der NaI-Detektoren**

Um für einen NaI-Detektor die Nachweisgrenze bestimmen zu können, muss das Untergrundspektrum für die unterschiedlichen NaI-Detektorpositionen bestimmt werden. Hierbei wird eine vergleichbare Betrachtung wie für den Plastiksintillationsdetektor in Kapitel 4.1.1 durchgeführt. An

den Positionen der Plastik-Detektoren wurden für diese Betrachtung mittig NaI-Detektoren gemäß der Spezifikation (u. a. Bleiabschirmung, Detektorummantelung und Gehäuse) in Anhang A positioniert. Das simulierte Untergrundspektrum (Tally Typ 8 „Pulse Height Tally“) ist beispielhaft in Abbildung 4-17 für den mittigen Detektor der Detektorreihe 5 dargestellt.

Abbildung 4-17: Simuliertes Untergrundspektrum einer Messzeit von einer Sekunde für den mittigen Detektor der Detektorreihe 5



In dem Untergrundspektrum in Abbildung 4-17 sind die Emissionslinien aus dem Quellterm gemäß Tabelle 4-2 gut zu erkennen.

4.7.2 Berechnung der Nachweisgrenzen eines NaI-Detektors

Im Rahmen der Berechnung der Nachweisgrenzen für einen NaI-Detektor soll gemäß [RAM 11] die Wahrscheinlichkeit für einen Alarm, obwohl kein Probenbeitrag vorliegt, bei nicht mehr als 0,14 % liegen und die Wahrscheinlichkeit dafür, dass ein Probenbeitrag nicht erkannt wird, nicht höher als 5 % sein. Die für die Berechnung der Nachweisgrenzen notwendigen Konfidenzniveaus sind dann $k_{1-\alpha} = 3$ und $k_{1-\beta} = 1,645$. Zur Bestimmung der Untergrundzählrate der Emissionslinien bei E_γ wurden gemäß [RAM 11] die Ereignisse N im jeweils dargestellten Energieintervall gezählt (beidseitig neben der Emissionslinie bei E_γ):

$$\begin{aligned} N_u &= [E_\gamma - b/2 - L; E_\gamma - b/2] \\ N_0 &= [E_\gamma + b/2; E_\gamma + b/2 + L] \end{aligned} \quad (\text{G 4-9})$$

Die hierbei verwendeten Parameter $b = 1,7 \cdot$ Halbwertsbreite [Kanäle] und $L = 0,5 \cdot b$ sind in Tabelle 4-13 aufgeführt. Die Energieabhängigkeit der Halbwertsbreite eines NaI-Detektors wurde gemäß der Effizienzkalibrierung im Anhang A bestimmt. Hieraus ergibt sich, dass die in diesen Simulationen verwendeten Nuklide im gammaspektrometrischen Spektrum eine Halbwertsbreite gemäß Tabelle 4-13 aufweisen.

Die mittlere Untergrundzählrate R_0 ergibt sich aus der Summe der Ereigniszählraten in den oben dargestellten Intervallen des Untergrundes in Abbildung 4-17 gemäß der Gleichung (G A-1):

$$R_0 = \frac{N_u + N_0}{2L \cdot t_m} \quad (\text{G 4-10})$$

Die Untergrundzählraten der einzelnen Emissionslinien sind in Tabelle 4-13 wiedergegeben. Es wurde für Co-60 nur die niederenergetischere Gammalinie zur Berechnung der Nachweisgrenze berücksichtigt.

Tabelle 4-13: Bei der Berechnung der Nachweisgrenze verwendeten Parameter für den mittigen Detektor der Detektorreihe 5

Nuklid	E_γ [MeV]	Linien-HWB [keV]	b	L	N_u	N_0	R_0
Co-60	1,173	64,2	12	6	$10,0 \pm 1,6$	$7,0 \pm 1,3$	$1,42 \pm 0,21$
Cs-137	0,662	45,4	8	4	$22,8 \pm 2,88$	$9,05 \pm 1,83$	$3,94 \pm 0,43$

In Tabelle 4-13 ist E_γ die Energie der Emissionslinie des jeweiligen Nuklides. Die Nachweisgrenze berechnet sich nach [RAM 11] für einen Vielkanalanalysator gemäß Gleichung (G 4-11):

$$R_n = \varphi_A \cdot (k_{1-\alpha} + k_{1-\beta}) \sqrt{\frac{2R_0(E_\gamma)}{t_m}} \quad (\text{G 4-11})$$

Die Nachweisgrenze hängt gemäß Gleichung (G 4-11) von der Messzeit t_m und der mittleren Untergrundzählrate R_0 ab. Der aktivitätsbezogene Kalibrierfaktor $\varphi_A = (\varepsilon \cdot \mu)^{-1}$ ist abhängig von der Detektoreffizienz ε an der Emissionslinie E_γ und der Übergangswahrscheinlichkeit μ dieser Linie. Die Detektoreffizienzen wurden für den NaI-Detektor analog der Betrachtung in Kapitel 4.3 berechnet. Um vergleichbare Rahmenbedingungen für den Vergleich zwischen NaI- und Plastik-Detektor zu gewährleisten, wurde der gleiche energieaufgelöste Photonenfluss je Detektor wie für die Plastiksintillatoren verwendet (vergleiche Abbildung 4-7 bis Abbildung 4-9).

In Tabelle 4-14 sind die berechneten Nachweisgrenzen für die mittigen Detektoren der Detektorreihen 1 bis 6 wiedergegeben.

Tabelle 4-14: Nachweisgrenzen eines NaI-Detektors für Co-60 und Cs-137 unter Verwendung der Quellposition 1

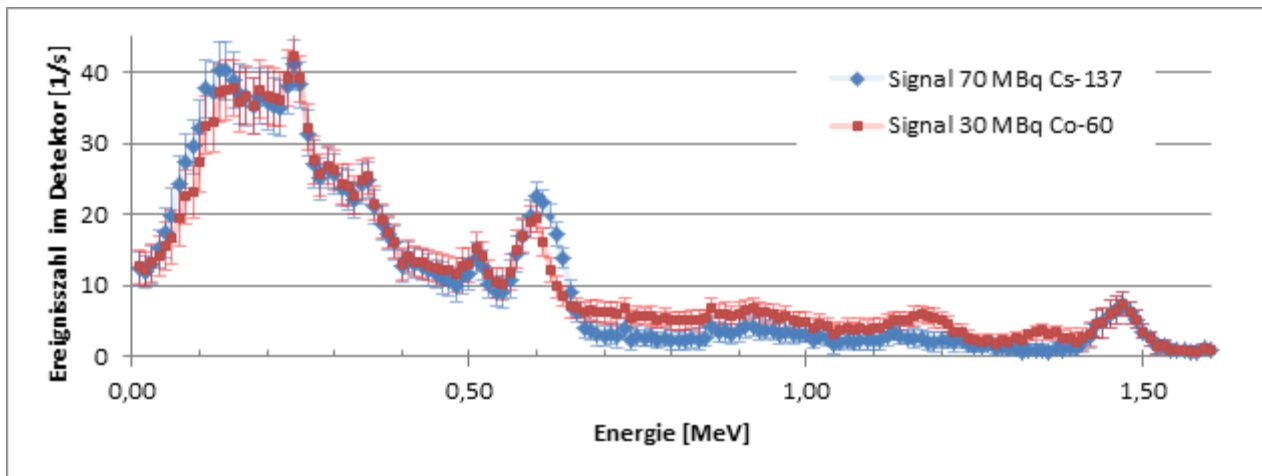
Isotop	Nachweisgrenzen nach Detektorreihen [MBq]					
	1	2	3	4	5	6
Co-60	$62,9 \pm 9,2$	$54,2 \pm 9,5$	$29,7 \pm 4,1$	$29,7 \pm 4,8$	$27,8 \pm 3,4$	$28,7 \pm 3,5$
Cs-137	$260,5 \pm 15,2$	$192,6 \pm 14,4$	$79,6 \pm 4,6$	$71,4 \pm 5,1$	$71,5 \pm 3,1$	$73,8 \pm 3,3$

Aus Tabelle 4-14 ist zu erkennen, dass für Detektorpositionen seitlich des Gebäudes die niedrigsten Nachweisgrenzen bei der Detektorreihe 5 erreicht werden. Für die Detektorreihen oberhalb des Gebäudes werden vergleichbar niedrige Nachweisgrenzen erhalten.

In Abbildung 4-18 sind die simulierten Spektren (Untergrund und Quellenbeitrag) eines NaI-Detektors für Co-60 und Cs-137 für jeweils eine Sekunde Messzeit wiedergegeben. Bei der Darstellung dieser Spektren wurden die Nachweisgrenzen von ca. 70 MBq für Cs-137 und 30 MBq für Co-60 als Aktivitäten berücksichtigt. Es wurde das Untergrundspektrum des mittigen Detektors der

Detektorreihe 5 verwendet. In der Abbildung 4-18 sind die Signalbeiträge der Co-60 und Cs-137 Quellen im Schrottgebände dargestellt.

Abbildung 4-18: Simuliertes NaI-Detektor Spektrum einer Messzeit von einer Sekunde für den mittigen Detektor der Detektorreihe 5



Die in diesem Abschnitt hergeleiteten Nachweisgrenzen für mittige Co-60- und Cs-137-Quellen im Schrottgebände sind deutlich höher als die minimal detektierbaren Aktivitäten, welche für den Plastiksintillationsdetektor in Kapitel 4.4.4 berechnet worden sind. Ein direkter Vergleich der beiden Detektormaterialien ist aufgrund ihrer messtechnischen Realisation in Detektoren unterschiedlicher Geometrie schwer durchführbar. Die hier gefundenen Unterschiede lassen sich durch folgende Aspekte erklären.

- Die im Rahmen dieses Forschungsvorhabens ermittelte Größe eines Plastiksintillationsdetektors deckt einen weit größeren Raumwinkel ab als die NaI-Detektoren.
- Im Rahmen der Nachweisgrenzenberechnung wurde für den NaI-Detektor nur der Quellenbeitrag im Bereich der Emissionslinien betrachtet.

5. ARBEITSPROGRAMM FÜR EXPERIMENTELLE STUDIEN DES AP2.2

Die experimentellen Studien werden an einem Schrottcontainer durchgeführt, der im Rahmen der erforderlichen Genauigkeit dem repräsentativen Schrottgebilde in Dichte, Masse und Befüllung entspricht. Dabei sind die folgenden Anforderungen zu beachten:

- Die Positionierung der Quellen muss reproduzierbar und ohne Beschädigung der Quellen möglich sein, um die Messungen mit verschiedenen Nukliden in jeweils der gleichen Geometrie durchführen zu können. Dies kann z. B. durch die feste Positionierung von waagerechten Rohren in der Schrottladung und das Einschieben der Quellen in verschiedenen definierten Tiefen erreicht werden.
- Die Arbeitssicherheit muss insbesondere bei der Positionierung der Quellen gewährleistet sein.

Es ist vorgesehen mindestens ein waagerechtes Rohr mittig im Schrott gemäß den Quellpositionen 1, 3, 4, 5, 6 und 7 (s Kapitel 4.3) und zwei weitere Rohre in Richtung der Wände zu positionieren. Die experimentellen Studien werden mit den Nukliden Co-60, Cs-137 und Am-241 durchgeführt. Hierbei werden auf Basis der Simulationen (s. Kapitel 4.4.4) als abdeckend die Aktivitäten gemäß Tabelle 5-1 gewählt.

Tabelle 5-1: Quellaktivitäten für die experimentellen Studien des AP2.2

Isotop	Aktivität [MBq] zum 12.09.2016
Co-60	1,78
Cs-137	12,95
Am-241	0,93

Es werden Messungen für mehrere Positionen des Strahlers im Schrottcontainer (darunter mindestens eine zentrale und zwei wandnahe Positionen) durchgeführt. Aufgrund des Anisotropieeffekts auf die minimal detektierbare Aktivität sind gemäß den Ergebnissen aus Kapitel 4.4 immer mehrere Positionen für jedes waagerechte Rohr zu untersuchen.

Die experimentellen Studien werden mit mehreren Messgeräten (mindestens mit der Portalmessanlage, mit portablen Messgeräten auf Basis NaI mit mehreren Detektorgrößen, Plastiksintillator, Messgerät mit mehreren Detektormaterialien) durchgeführt.

Die experimentellen Studien werden in Begleitung und unter Unterstützung eines Mitarbeiters des Herstellers Saphymo der Portalmessanlage durchgeführt. Dies gewährleistet, dass

- ein Zugriff auf die Rohmessdaten möglich ist,
- Experimente mit alternativen Einstellmöglichkeiten einfach durchführbar sind sowie
- zur Auswertung notwendige technische Daten der Anlage verfügbar sind.

Ziel der experimentellen Studien ist es einerseits, die Ergebnisse des AP2.1 experimentell abzusichern und andererseits darüber hinaus gehende Aspekte zu untersuchen. So werden weitere technische und organisatorische Möglichkeiten zur Erleichterung der Detektierbarkeit von Quellen untersucht. Dies beinhaltet insbesondere das theoretische Wenden der Schrottladung durch das Einbeziehen anderer Quellpositionen.

6. ZUSAMMENFASSUNG

Im Rahmen des Forschungsvorhabens „Experimentelle und theoretische Untersuchungen zu radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott“ wurden zuerst die klein- und großskaligen Parameter eines typischen Schrottgebindes mittels einer Umfrage und durch die Analyse von Verbandsdaten ermittelt. Hierbei stellte sich heraus, dass ein typisches Schrottgebilde in der Schrottdustrie, welches auf das Vorhandensein einer herrenlosen Strahlenquelle zu prüfen ist, eine Dichte von $1,05 \text{ g/cm}^3$ und ein Volumen von 27 m^3 hat und mit $17,54 \text{ Mg}$ Altschrott der Sorte 3 gefüllt ist. Auf Basis dieser ermittelten Parameter wurde ein Metallwinkel als repräsentatives Schrottteil definiert. Zur Erzeugung einer realistischen Schrottfüllung wurde der Schüttvorgang von vielen Metallwinkeln in das typische Schrottgebilde physikalisch simuliert. Das so erzeugte Schrottgebilde zeigt in Bezug auf die Dichte eine sehr gute Übereinstimmung mit den vorher erhobenen Größen. Dieses Modell einer physikalischen Schüttung ist die Basis für die anschließend durchgeführten Monte-Carlo-Simulationen.

Im Rahmen der Monte-Carlo-Simulationen wurden für die Isotope Co-60, Cs-137 und Am-241 die minimal detektierbaren Aktivitäten bei verschiedenen Quellpositionen bestimmt. Hierbei wurde für eine Quellposition zentral im Schrottgebilde eine minimal detektierbare Aktivitäten von $1,28 \text{ MBq}$ für Co-60 und $6,57 \text{ MBq}$ für Cs-137 ermittelt (Position 1 in Tabelle 4-4). Für Am-241 konnte aufgrund der starken Abschirmung des Schrottgebindes keine minimal detektierbare Aktivität für mittige Quellpositionen über die MCNP-Simulationen ermittelt werden. Für eine wandnahe Quellposition wurde eine minimal detektierbare Aktivität von $8,8 \text{ kBq}$ für Co-60, $17,8 \text{ kBq}$ für Cs-137 und $0,91 \text{ MBq}$ für Am-241 ermittelt (Position 8 in Tabelle 4-4).

Bei diesen Simulationen stellte sich zudem heraus, dass die über das Modell der physikalischen Schüttung ermittelten Aktivitäten erheblich von den Resultaten abweichen, die bei einem homogen gefüllten Schrottgebilde gleicher Dichte zu erwarten wären. Dieser Effekt konnte im Rahmen dieses Forschungsvorhabens durch die Anisotropie der physikalischen Schüttung erklärt werden. Durch die Anisotropie des hier betrachteten Gebindes wurde die effektive Dichte der Abschirmung um ca. 40 % verringert.

Aufbauend auf diesen Simulationsergebnissen wird diskutiert, inwiefern unterschiedliche geometrische Randbedingungen, wie Detektorabstand, unterschiedliche Detektorposition und die Durchfahrtsgeschwindigkeit des LKWs einen Einfluss auf die minimal detektierbaren Aktivitäten haben. Hierbei ergaben sich auf Basis der Simulationsergebnisse die folgenden praktischen Empfehlungen:

- Aufgrund der deutlich höheren Untergrundzählrate bei fehlender Abschirmung wird zur Verbesserung der Anlagensensitivität empfohlen, die Detektoren so gut wie möglich vor ungewünschter Hintergrundstrahlung abzuschirmen.
- Zur Verbesserung der Anlagensensitivität sollte ein möglichst großer Bereich der Ladung mittels der Messtechnik erfasst werden.
- Um eine bessere Detektion von Radionukliden zu gewährleisten, sollten die Detektorpositionen so nah wie technisch möglich am Gebinde realisiert werden. Für größere Entfernungen ist eine drastische Abnahme der Anlagensensitivität zu beobachten.
- Bezüglich der Detektion von Co-60 und Cs-137 ist eine Geschwindigkeitsbegrenzung von 10 km/h als ausreichend zu betrachten. Für die Detektion von Am-241 sollte die Durchfahrtsgeschwindigkeit so gering wie möglich gewählt werden ($< 4 \text{ km/h}$).

Im Rahmen des Arbeitspaketes 2.2 werden die in diesem Bericht theoretisch berechneten minimal detektierbaren Aktivitäten an einem Gebinde unter realen Bedingungen überprüft.

7. LITERATUR

- [BDSV 10] BUNDESVEREINIGUNG DEUTSCHER STAHLRECYCLING UND ENTSORGUNGSUNTERNEHMEN E.V.
Stahlschrottsortenliste, Fassung vom 01. Januar 2010
- [BS 16] BRENK SYSTEMPLANUNG GMBH
Experimentelle und theoretische Untersuchungen zu radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott
Bericht zu AP1 des BfS-Forschungsvorhabens 3615S52320, Aachen, 29.07.2016
- [CET 16] CETTO AG
ConRaD CIII: Stationäre Portalmessanlage zur Messung von radioaktiver Strahlung , Werbebroschüre, CETTO AG, Ratingen
- [FDS 16] FDS TEAM, CHINA
Y. Wu, FDS Team. "CAD-based interface programs for fusion neutron transport simulation", Fusion Eng. Des. 84 (2009), 1987-1992" and "Y. Wu, J. Song, H. Zheng, et al. CAD-Based Monte Carlo Program for Integrated Simulation of Nuclear System SuperMC, Ann. Nucl. 82(2015) 161-168".
- [GRO 09] GROVE SOFTWARE INC.
MicroShield, Version 8.03, 2009
- [HOM 11] HOMELAND SECURITY
R.J. McConn, C.J. Gesh, R.T. Pagh, R.A. Rucker, R.G. Williams , "Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling", Revision 1, PNNL-15870 Rev. 1 (2011).
- [KÜN 16] ADAM KÜNZER GMBH
Bildzitat aus „<http://www.saarconnect.com/page/kuenzer-gmbh/view/produkte/side/schwerer-altschrott>“, Adam Künzer GmbH, Völklingen
- [MCNP 12] T. GOORLEY (MCNP6)
T. Goorley, et al., "Initial MCNP6 Release Overview", Nuclear Technology, 180, pp 298-315 (Dec 2012).
- [NIST 04] J. H. HUBBELL UND S. M. SELTZER
„Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients from 1 keV to 20 MeV for Elements Z = 1 to 92 and 48 Additional Substances of Dosimetric Interest“, NIST Standard Reference Database 126, Last update: July 2004

- [RAM 11] ALEXANDER MAURO RAMSEGER
„Einsatzfähigkeit von Gammadetektoren zum Nachweis des illegalen Transports von durch Containerladung abgeschirmter radioaktiver Substanzen”, Dissertation von Alexander Mauro Ramseger, August 2011
- [TAB 13] THOMAS TABEL
Vortrag “Aufbereitung von Stahlschrotten / Schrottsorten / Abfallklassifizierung von Stahlschrott”, Stahl und Recycling, 12. November 2013, Berlin
- [TF 16] THERMO FISHER SCIENTIFIC INC.
Werbebroschüre “Specification Sheet: FHT 1388 S Modular Radiation Portal Monitors”, 2016
- [THI 11] S. THIERFELDT
“Monitoring of Scrap Metal – Experience with radioactive Sources and Activation/Fission Products.” In: Control and Management of Radioactive Material Inadvertently Incorporated into Scrap Metal, Proceedings of an International Conference (Tarragona, Spain, 23-27 Feb. 2009) 2011. IAEA, Vienna.
- [TSR 16] TSR RECYCLING GMBH & CO. KG
Bildzitat aus „<http://www.tsr.eu/handel/metallrecycling/stahlschrott/>“, TSR Recycling GmbH & Co. KG, Bottrop
- [WVS 15] WIRTSCHAFTSVEREINIGUNG STAHL
„Bericht zur Lage auf dem Stahlschrottmarkt: Stand: 3. Februar 2016“, Wirtschaftsvereinigung Stahl, 2016, Düsseldorf.

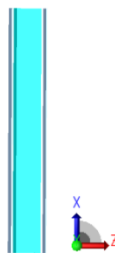
ANHANG A: EFFIZIENZKALIBRIERUNG DER DETEKTOREN

Eine energieabhängige Effizienzkalibrierung des Detektors wird durchgeführt, um eine Aussage über die Nachweisbarkeit eines energieabhängigen Photonenflusses durch verschiedene Detektionsmaterialien und Geometrien zu bekommen. Eine Konvertierung des jeweiligen energieabhängigen Photonenflusses in ein Detektorsignal wird durch nachfolgende MCNP-Simulationen erhalten.

MCNP-Modell eines Plastikszintillators

Das in dieser Effizienzkalibrierung verwendete Modell eines Plastikszintillators ist in Abbildung A-1 dargestellt.

Abbildung A-1: Modell zur Effizienzkalibrierung des Plastikszintillators mit Detektormaterial Polyvinyltoluen (PVT)



Der Photonenfluss wurde für die Effizienzkalibrierung senkrecht zur Detektorzelle (x,y-Ebene) angenommen und homogen über den Querschnitt des Detektors verteilt. Bei diesem Modell wurden die Maße des Plastikszintillationsmaterials gemäß Tabelle A-1 gewählt. Die Abmessungen der Detektoren sind an den Ergebnissen des AP1 angelehnt [BS 16].

Tabelle A-1: Geometrische Spezifikationen des Plastikszintillators

Bauart des Plastikszintillators	Maße [cm]
Länge	50
Breite	50
Tiefe	5

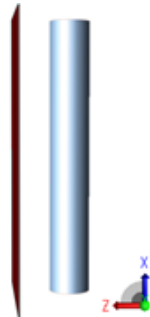
Das Volumen des Detektormaterials entspricht mit $12,5 \text{ dm}^3$ genau dem Mittelungsvolumen einer Zelle aus der Simulation (s. Kapitel 3.2.1).

Für den Szintillator wurde gemäß den Ergebnissen des AP1 [BS 16] als Detektormaterial Polyvinyltoluen (PVT) gewählt. Die Eigenschaften dieses Materials wurden nach [HOM 11] mit einer chemischen Zusammensetzung [Gewichtsprozent] von 8,5 % Wasserstoff und 91,5 % Kohlenstoff und einer Dichte von $1,032 \text{ g/cm}^3$ für die Effizienzkalibrierung gewählt. Der Detektor wurde mit einer 2 mm starken Schutzhülle aus Aluminium versehen [RAM 11]. Der Abstand zwischen Innenseite der Schutzhülle und dem Szintillatormaterial beträgt zu jeder Seite 1 cm.

MCNP-Modell eines NaI-Detektors

Das in der Effizienzkalibrierung angewendete Modell eines zylinderförmigen NaI-Detektors ist in Abbildung A-2 dargestellt.

Abbildung A-2: Modell zur Effizienzkalibrierung des NaI-Detektors.



Der Photonenfluss für diese Simulationen wurde bei einer Flächenquelle außerhalb des Detektorbereiches senkrecht auf die Detektorzelle in $-z$ -Richtung angenommen und homogen über dessen Querschnitt verteilt. Bei dem Detektormodell wurden die Form des NaI-Detektors in Tabelle A-2 entsprechend den Angaben eines Herstellers gewählt [CET 16].

Tabelle A-2: Geometrische Spezifikationen des NaI-Detektors

Bauart des Plastikszi- ntillator	Maße [cm]
Durchmesser	5,0
Höhe	35,7

Das Volumen des Detektormaterials entspricht gemäß AP1 [BS 16] mit ca. 0,7 l dem ermittelten Wert für einen NaI-Detektor.

Als Material für den Detektor wurde gemäß der Ergebnisse des AP1 NaI gewählt. Die Eigenschaften dieses Materials wurden nach [HOM 11] mit einer chemischen Zusammensetzung (Gewichtsprozent) von 15,3373 % Natrium und 84,6627 % Iod und einer Dichte von $3,667 \text{ g/cm}^3$ für die Effizienzkalibrierung gewählt. Der Detektor wurde zudem mittels einer 2 mm starken Schutzhülle aus Aluminium geschützt. Es wurde kein Abstand zwischen der Innenseite der Schutzhülle und dem Szintillatormaterial angenommen. Gemäß der Herstellerbeschreibung [CET 16] wurde ein Gehäuse aus glasfaserverstärktem Kunststoff berücksichtigt, dieses wurde mangels genauerer Spezifikation als 2 mm starke PVC-Schicht gemäß [HOM 11] modelliert.

Effizienzkalibrierung der Detektoren

Die Effizienzkalibrierung des jeweiligen Detektors wurde im Energiebereich von 0,1 bis 2,9 MeV jeweils für 130 Energieintervalle (äquidistant) durchgeführt. Das Detektorvolumen wurde in der MCNP-Simulation als Tally Typ 8 „Energy distribution of pulses created in a detector“ mit dem jeweiligen Detektormaterial gewählt. Dieser Tally gibt die Energieverteilung der in einem Detektormaterial erzeugten Impulse pro aus der Quelle emittiertem Teilchen pro cm^2 Detektorfläche an. Im Rahmen dieser Effizienzkalibrierung wurde auch die Energieauflösung des Detektors direkt bei der Durchführung der MCNP-Simulationen berücksichtigt und die in MCNP eingestellten Parameter in Analogie zu der Vorgehensweise in [RAM 11] gewählt. Die bereits in den MCNP-Simulationen berücksichtigte energieabhängige Halbwertsbreite berechnet sich für einen Plastiksintillator gemäß der Formel (G A-1):

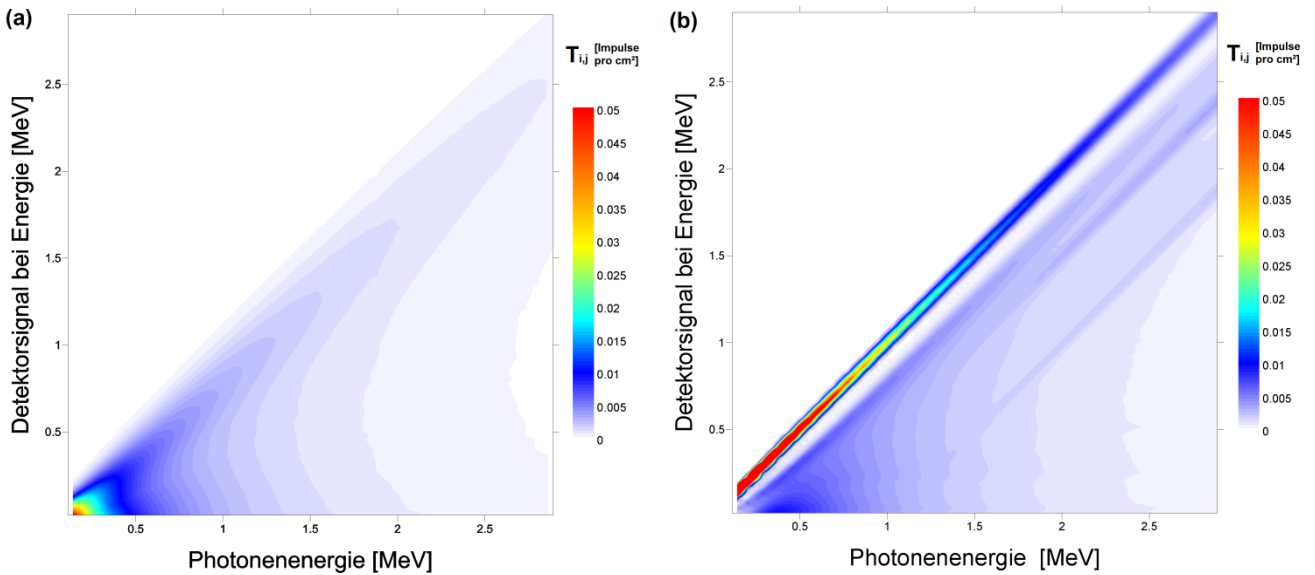
$$HWB[\text{MeV}] = 0,407 \cdot \sqrt{E[\text{MeV}]} \quad (\text{G A-1})$$

Die energieabhängige Halbwertsbreite berechnet sich für den NaI-Detektor gemäß der Formel (G A-2):

$$HWB[\text{MeV}] = 0,05086 \cdot \sqrt{E[\text{MeV}] + 0,30486 \cdot E^2[\text{MeV}]} \quad (\text{G A-2})$$

Die Ergebnisse der Effizienzkalibrierungen der beiden Detektoren sind in Abbildung A-3 dargestellt. Die T_{ij} werden als direktes Ergebnis aus den beiden oben beschriebenen MCNP-Simulationen erhalten. Hierbei ist das unter Verwendung des Tally Typ 8 „Energy distribution of pulses created in a detector“ im Detektor registrierte Pulshöhenspektrum pro cm^2 Detektorfläche für einen einfallenden Photonenfluss mit einer jeweiligen Energie als T_{ij} darstellt. Es wurden, wie oben beschrieben, im Rahmen der Simulationen die T_{ij} für einfallende Photonen im Energiebereich von 0,1 bis 2,9 MeV (Ordinate) über 130 MCNP-Simulationen bestimmt.

Abbildung A-3: Ergebnisse der Effizienzkalibrierung des Plastiksintillators (a) und NaI-Detektors (b); es ist das Detektorsignal in Abhängigkeit der einfallenden Photonenenergie dargestellt. Werte für T_{ij} wurden direkt über MCNP-Simulationen bestimmt.



Mittels der MCNP-Simulationen wurde gemäß Kapitel 4.4 der mittlere energieaufgelöste Photonenfluss $\varphi(E_i)$ pro Einheitsaktivität und cm^2 in den unterschiedlichen Detektorzellen bestimmt. Um für einen „beliebigen“ energieaufgelösten Photonenfluss $\varphi(E_i)$ das energieaufgelöste Detektorsignal $I(E_j)$ pro cm^2 Detektorfläche und Einheitsaktivität zu berechnen, wird nach Gleichung (G A-3) der berechnete Photonenfluss mit der Effizienzkalibrierung $T_{i,j}$ multipliziert.

$$I(E_j) = \sum_i \varphi(E_i) T_{i,j} \quad (\text{G A-3})$$

Dieses energieabhängige Pulshöhenspektrum $I(E_j)$ bildet die Basis der weiteren Berechnungen für die Plastik- und NaI-Detektoren.

| Verantwortung für Mensch und Umwelt |

Kontakt:

Bundesamt für Strahlenschutz

Postfach 10 01 49

38201 Salzgitter

Telefon: + 49 30 18333 - 0

Telefax: + 49 30 18333 - 1885

Internet: www.bfs.de

E-Mail: ePost@bfs.de

Gedruckt auf Recyclingpapier aus 100 % Altpapier.



Bundesamt für Strahlenschutz