

# Ressortforschungsberichte zum Strahlenschutz

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

**Band 1: Schlussbericht**

Auftragnehmer:  
Brenk Systemplanung GmbH (BS)

Dr. O. Sobolev  
Dr. S. Wörten

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

## **Schlussbericht 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 (BS)  
Heider-Hof-Weg 23  
52080 Aachen

12. November 2018

### **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 folgenden Bearbeitern erstellt:

- *Dr. Oleg Sobolev*
- *Dr. Stefan Wörten*

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

<b><u>Inhaltsverzeichnis:</u></b>	Seite:
1. Einleitung.....	1
2. AP1: Repräsentative Ermittlung der Ausstattung deutscher Schrottplätze und Schmelzbetriebe mit Portalmonitoren oder ähnlichen Messeinrichtungen.....	2
2.1 Einführung.....	2
2.2 Übersicht über die Massenflüsse des Schrottmarktes .....	2
2.3 Überwachung des Schrottmarktes auf Radioaktivität .....	3
2.4 Umfrage zur Ausstattung deutscher Schrottplätze und Schmelzbetriebe .....	4
2.5 Umfrage zu Funden radioaktiver Quellen und Gegenstände in Deutschland .....	7
2.6 Fazit.....	9
3. AP2.1: Theoretische Studien zu radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott.....	11
3.1 Einführung.....	11
3.2 Ermittlung eines typischen Schrottgebindes .....	11
3.3 Modell eines realistischen Schrottgebindes .....	13
3.4 Durchgeführte MCNP-Simulationen.....	15
3.4.1  Untergrundsimulationen.....	15
3.4.2  Minimal detektierbare Aktivitäten für verschiedene Quellpositionen und Isotope mit Plastiksziintillator.....	16
3.4.3  Anisotropie der Schüttung in einem Schrottcontainer .....	19
3.4.4  Minimal detektierbare Aktivität in Abhängigkeit vom Detektorabstand und von der Durchfahrtsgeschwindigkeit .....	20
3.5  Minimal detektierbare Aktivitäten mit NaI-Detektor.....	21
3.6  Fazit.....	22
4. AP2.2: Experimentelle Studien zu radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott.....	24
4.1  Einführung.....	24
4.2  Umsetzung der Randbedingungen aus AP2.1 .....	24
4.3  Ergebnisse der Experimentellen Untersuchungen.....	29
4.3.1  Untergrundspektrum .....	29
4.3.2  Testmessungen mit Prüfstrahlern.....	30
4.4  Bewertung der Folgen des Einschmelzens einer Strahlenquelle.....	32
4.5  Verbesserung der Auffindbarkeit radioaktiver Quellen .....	32
4.6  Fazit.....	35
5. AP3: Möglichkeit und Notwendigkeit der Detektion von Neutronenstrahlung und des Einsatzes von Strahlung zur Auffindung radioaktiver Quellen und Gegenstände im Schrott.....	37
5.1  Einführung.....	37

5.2	Übersicht über gängige Neutronenquellen .....	37
5.3	Übersicht über passive Detektionsverfahren für Neutronenstrahlung .....	39
5.4	Theoretische Betrachtung zur passiven Detektion von Neutronenquellen .....	41
5.4.1	Übersicht .....	41
5.4.2	MCNP-Modell eines typischen Gebäudes der Schrottindustrie für Neutronen.....	42
5.4.3	Effizienzkalibrierung eines He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohrs mit MCNP.....	42
5.4.4	Minimal detektierbare Aktivitäten für ein He-3-gasgefülltes Proportionalzählrohr....	44
5.4.5	Vergleich mit anderen passiven Detektionsverfahren .....	46
5.5	Einsatz von ionisierender Strahlung zum Auffinden einer Strahlenquelle .....	47
5.6	Ermittelte Funde von Neutronenstrahlen und Maßnahmen zur verbesserten Erkennung...	47
5.7	Fazit.....	49
6.	AP4: Ideenfindung für Leitlinien und Informationsmaterial im Rahmen der neuen EURATOM-Grundnormen .....	50
7.	Literaturverzeichnis .....	53

**Abbildungsverzeichnis:**

Seite:

Abbildung 2-1:	Anzahl von Schrottplätzen mit einem bestimmten Jahresdurchsatz.....	5
Abbildung 2-2:	Verfügbarkeit einer Fachkraft für Strahlenschutz in Abhängigkeit des Jahresdurchsatzes an Schrott.....	5
Abbildung 2-3:	Aufteilung der Gießereibetriebe nach ihrem Jahresdurchsatz .....	6
Abbildung 2-4:	Verfügbarkeit einer Fachkraft für Strahlenschutz in Gießereibetrieben; aufgeteilt nach dem jeweiligen Jahresdurchsatz an Schrott .....	7
Abbildung 2-5:	Häufigkeit der Detektion radioaktiver Gegenstände nach der Ortsdosisleistung sortiert..	8
Abbildung 2-6:	Provisorisches Zwischenlager für den kontaminierten Staub [FAN 15] .....	9
Abbildung 3-1:	Definition des für die Schüttung verwendeten Metallwinkels.....	13
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.....	14
Abbildung 3-3:	Modell des gefüllten Schrottcontainers in perspektivischer Darstellung, Zahlen geben die jeweilige Detektorreihe an .....	15
Abbildung 3-4:	Verlauf der Untergrundzählrate der abgeschirmten und nicht abgeschirmten Portalmeßanlage beim Durchfahren eines Standardgebüdes der mittleren Dichte von 1,09 g/cm <sup>3</sup> (Unsicherheitsbalken kleiner als Datenpunkte).....	16
Abbildung 3-5:	Übersicht über die gewählten Quellpositionen innerhalb des Gebäudes. (a) Ansicht von oben, (b) seitliche Ansicht. Die seitlichen Detektorreihen sind in grün dargestellt.....	17
Abbildung 3-6:	Photonenfluss außerhalb des Gebäudes für die +z-Richtung (a,c) und -z-Richtung (b,d). 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.....	19
Abbildung 3-7:	Verlauf der minimal detektierbaren (a) Co-60- und (b) Cs-137-Aktivitäten für verschiedene Detektorpositionen mittig vor dem Gebäude.....	21

Abbildung 3-8:	Relative Änderung der minimal detektierbaren Aktivität für verschiedene Isotope in Abhängigkeit von der Durchfahrtsgeschwindigkeit .....	21
Abbildung 4-1:	Rechts: Positionen der Probenrohre zur Einbringung der Prüfstrahler in das Schrottgebäude. Links: Skizze der Positionen. An der Position 3 befindet sich so-wohl eine Stahl als auch ein Aluminiumrohr.....	24
Abbildung 4-2:	Saphymo Portalmessanlagen auf dem Firmengelände der Hofmann GmbH .....	27
Abbildung 4-3:	Vergleich des Untergrundspektrums der experimentellen Arbeiten mit dem aus der Simulation.....	30
Abbildung 5-1:	Neutronenspektren der betrachteten Neutronenquellen.....	39
Abbildung 5-2:	Wirkungsquerschnitte verschiedener Kernreaktionen in Abhängigkeit der Neutronenenergie [ENDF 11], die thermische Energie bei Raumtemperatur (25 meV) ist durch einen senkrechten Strich veranschaulicht.....	40
Abbildung 5-3:	Aus der Effizienzkalibrierung $\epsilon_n(E_i)$ des mit He-3-Gas gefüllten Proportionalzählrohrs erhaltene Detektorzählraten pro Einheitsfluss für unterschiedliche Moderatorstärken an Polyethylen.....	43
Abbildung 5-4:	Spektrum des kosmogenen Neutronenuntergrundes auf Meeresspiegelniveau nach[NAK 05] (gemessen am 06.09.2002).....	44
Abbildung 5-5:	Übersicht über die gewählten Quellpositionen innerhalb des Gebäudes. (a) Ansicht von oben, (b) seitliche Ansicht. Die seitlichen Detektorreihen sind in grün dargestellt.....	44

### **Tabellenverzeichnis:**

Seite:

Tabelle 2-1:	Aufstellung der Fundorte gemäß [BFS 12A] und [BFS 13].....	8
Tabelle 3-1:	Ermittelte Parameter eines typischen Schrottcontainers mit den jeweiligen Standardabweichungen.....	12
Tabelle 3-2:	Zukauf an Stahlschrott nach Sorten der Mitgliedsunternehmen des WV Stahl [WVS 15]. .....	12
Tabelle 3-3:	Spezifikationen der simulierten Schrottschüttung innerhalb des Schrottgebüdes .....	14
Tabelle 3-4:	Im Rahmen der Simulationen verwendete Quellpositionen .....	17
Tabelle 3-5:	Zusammenfassung der Ergebnisse aus den Simulationen, wenn nicht anders angegeben Ergebnisse in MBq .....	19
Tabelle 3-6:	Nachweisgrenzen eines NaI-Detektors für Co-60 und Cs-137 unter Verwendung der Quellposition 1 .....	22
Tabelle 4-1:	Vergleich zwischen den ermittelten Parametern einer typischen Schrottschüttung mit den jeweiligen Standardabweichungen und der im Experiment realisierten Schrottschüttung.. .....	25
Tabelle 4-2:	Aktivitäten der Prüfstrahler .....	26
Tabelle 4-3:	Effektive Aktivitäten $A_{eff}$ für die verwendeten Co-60 und Cs-137 Konfigurationen bei einer Bleiabschirmung, berechnet aus der modellierten ODL (10 cm Abstand).....	26
Tabelle 4-4:	Effektive Aktivitäten $A_{eff}$ und äquivalente Fe-Abschirmung für die Am-241- Konfigurationen mit einer Aluminiumabschirmung, berechnet aus der modellierten ODL .....	26
Tabelle 4-5:	Technische Spezifikationen der Saphymo RCVL-2 Portalmessanlage .....	28
Tabelle 4-6:	An den jeweiligen Detektoren gemessene Untergrund ODL .....	29
Tabelle 4-7:	Ermittelte Bandbreite der minimal detektierbaren Aktivität für den Co-60- und den Cs- 137-Prüfstrahler .....	31

Tabelle 4-8:	Vergleich der theoretisch und experimentell ermittelten minimal detektierbaren Aktivitäten .....	32
Tabelle 5-1:	Technische Spezifikationen des im Rahmen der Simulationen verwendeten He-3-Proportionalzählrohrs .....	43
Tabelle 5-2:	Im Rahmen der Simulationen verwendete Neutronenquellen .....	45
Tabelle 5-3:	Die im Rahmen der Simulationen ermittelten minimal detektierbaren Aktivitäten abhängig von Quellposition, Strahlungsart und Typ der Neutronenquelle.....	45
Tabelle 5-4:	Vor- und Nachteile der unterschiedlichen passiven Detektionsverfahren nach [IWA 15A] und [SIM 11] .....	46
Tabelle 5-5:	Im Rahmen dieser Arbeit ermittelte Funde von Neutronenquellen .....	48



## 1. EINLEITUNG

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.

Das Ziel dieses Forschungsvorhabens (Nr. 3615S52320) ist die Verbesserung der Entdeckung von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott. Um dies zu erreichen, wurden 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
  - AP2.1: Theoretische Studien zu radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott
  - AP2.2: Experimentelle Studien zu radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott
- AP3: Möglichkeit und Notwendigkeit der Detektion von Neutronenstrahlung und des Einsatzes von Strahlung zur Auffindung radioaktiver Quellen und Gegenstände im Schrott
- AP4: Ideenfindung für Leitlinien und Informationsmaterial im Rahmen der neuen EURATOM-Grundnormen

Zu diesen Arbeitspaketen sind einzelne ausführliche Berichte erstellt worden, die die genannten Themen jeweils vollständig behandeln. Der vorliegende Bericht stellt in Ergänzung zu den Teilberichten eine umfangreiche Zusammenfassung der Vorgehensweise und Ergebnisse der gesamten Forschungsvorgaben vor.

## **2. AP1: REPRÄSENTATIVE ERMITTLUNG DER AUSSTATTUNG DEUTSCHER SCHROTTPLÄTZE UND SCHMELZBETRIEBE MIT PORTALMONITOREN ODER ÄHNLICHEN MESSEINRICHTUNGEN**

### **2.1 EINFÜHRUNG**

In Rahmen von AP1 dieses Forschungsvorhabens wurden zunächst eine Übersicht über den internationalen Schrottmakrt und die nationale und internationale Vorgehensweise zur Überwachung des Schrottmaktes in Bezug auf radioaktive Quellen und Gegenstände im Schrott erstellt.

Daneben wurde untersucht, wie deutsche Schrottplätze, Schmelzbetriebe und Stahlwerke mit Messgeräten zur Auffindung radioaktiver Quellen und Gegenständen sowie fachkundigem Personal ausgestattet sind.

Anschließend wurden die im Rahmen dieses Forschungsvorhabens ermittelten Funde von Schrott- und Schmelzbetrieben dargestellt. Die Darstellung der Funde wurde durch eigene, der Brenk Systemplanung GmbH bekannte Funde sowie durch national und international in den Medien dargestellte Funde ergänzt. Hieraus wird die Relevanz der Detektion von herrenlosen Strahlenquellen im Stahlschrott deutlich.

### **2.2 ÜBERSICHT ÜBER DIE MASSENFLÜSSE DES SCHROTTMARKTES**

Die Länder der Europäischen Union handeln mit großen Mengen Schrott grenzüberschreitend und auf große Distanzen. Im Jahr 2014 wurden 3,2 Mio. t Schrott importiert und 16,9 Mio. t Schrott exportiert. Die Haupteinfuhr von Schrott erfolgte 2014 aus Russland (1,0 Mio. t); der mit Abstand größte Hauptabnehmer für Schrott aus der Europäischen Union ist die Türkei (9,9 Mio. t) [BDSV 14]. Der innereuropäische Schrotthandel betrug im Jahr 2014 ca. 30 Mio. t [BIR 15].

Deutschland hat im Jahr 2014 insgesamt 5,2 Mio. t Schrott importiert und 9,1 Mio. t Schrott exportiert. Die Niederlande, Polen, Tschechien und Frankreich sind die Hauptlieferanten des deutschen Schrottmaktes. Italien und Luxemburg importieren dagegen fast ausschließlich Schrott aus Deutschland. [BDSV 14]

Laut Bundesvereinigung Deutscher Stahlrecycling- und Entsorgungsunternehmen e. V. (BDSV) sind in Deutschland allein im Bereich des Schrotthandels für unlegierte und legierte Eisenschrotte über 7.000 stationäre Betriebe tätig. Diese erzielten im Jahr 2014 mit etwa 37.000 Mitarbeitern, im Rahmen der Versorgung der Stahlwerke und Gießereien einschließlich der Ausfuhr, einen Umsatz von etwa 16,0 Mrd. Euro. Das Jahresaufkommen des Schrottversands (ohne Eigenentfall<sup>1</sup>) liegt für das Jahr 2014 in Deutschland bei rund 27 Mio. t; ein wesentlicher Bestandteil dieser Schrottmenge wird über Schrottplätze abgewickelt. Zusätzlich zu den vorgenannten über 7.000 Standorten aus dem Bereich des Schrotthandels für unlegierte und legierte Eisenschrotte werden noch etwa 500 Standorte im Bereich der Nichteisenschrotte betrieben. Damit werden in Deutschland über 7.500 Schrottplätze betrieben.

---

<sup>1</sup> Auch Kreislaufschrott genannt.

Rohstahlindustrie und Gießereibetriebe sind die Hauptverbraucher des Schrottmarktes. Die Tatsache, dass zur Erzeugung metallischer Produkte ein hoher Schrottanteil verwendet wird, verdeutlicht, wie schnell sich im Stahlpool ein möglicher Radioaktivitätseintrag durch radioaktive Quellen und Gegenstände im Schrott ausbreiten kann. Die Kontamination eines Stahlwerkes durch eine herrenlose Strahlenquelle kann zu umfangreichen Revisionsarbeiten führen, die bis hin zur gänzlichen Stilllegung des Werkes führen können.

Insgesamt arbeiteten im Jahr 2014 laut dem Verein Deutscher Eisenhüttenleute (VDEh) in der Rohstahlproduktion und der direkten Weiterverarbeitung rund 87.000 Mitarbeiter, welche einen Umsatz von ca. 40,1 Mrd. Euro erwirtschafteten und u. a. ca. 42,9 Mio. t Rohstahl erzeugten. Diese Wertschöpfung geschieht an über 20 Produktionsstandorten an denen 98 % des deutschen Rohstahls produziert wird. Die Rohstahlindustrie hatte gemäß VDEh im Jahr 2014 unter Berücksichtigung des Eigenentfalls einen Rohstoffeinsatz von ca. 19,0 Mio. t Stahlschrott. Dies entspricht im Verhältnis zur gesamten Rohstahlproduktion einem Schrotteinsatz von ca. 44 % [VDH 15].

In den rund 600 deutschen Gießereibetrieben sind ca. 78.800 Mitarbeiter beschäftigt. [BDG 16]. Die Gießereien unterscheiden sich zwischen Nichteisenguss (Bunt- und Leichtmetallgießereien) und Eisenguss (Eisen- und Stahlgießereien). Der größte Teil der Mitarbeiter ist mit mehr als 44.600 Personen in den ca. 200 Betrieben des Eisengusses beschäftigt. Hier betrug die Produktion im Jahr 2014 über 4,1 Mio. t, womit ein Umsatz von ca. 7,1 Mrd. Euro erzielt wurde [BWE 16]. Die Eisengießereien bedienen sich des Schrottmarktes über Schrottplätze und kauften 2012 ca. 3,5 Mio. t Schrott zu, was einem Schrotteinsatz von ca. 90 % an der Produktion entspricht [BDG 13]. In den mehr als 200 NE-Metallgießereien arbeiteten im Jahr 2014 mehr als 34.200 Beschäftigte, welche 1,1 Mio. t Bunt- und Leichtmetall produzierten, womit ein Umsatz von ca. 6,0 Mrd. Euro erzielt wurde [VDD 16]. Der Schrottanteil an der gesamten Bunt- und Leichtmetallerzeugung lag 2014 in Deutschland bei über 42 % [WVM 15].

### **2.3 ÜBERWACHUNG DES SCHROTTMARKTES AUF RADIOAKTIVITÄT**

Abfragen ergaben, dass bei keinem der 13 angefragten deutschen Binnenhäfen, Außenhäfen und Containerumschlagplätzen eigene Messungen auf Radioaktivität durchgeführt werden. Eine Anfrage bei großen, für den deutschen Schrottmarkt wichtigen, internationalen Häfen wie Antwerpen, Gent und Rotterdam ergab, dass diese Häfen keine eigenen Messungen auf Radioaktivität im angelieferten Stahlschrott durchführen (dies gilt nicht für die Anlieferung von Containern).

Die Bahntochter Montan DB Schenker Rail, die im Jahr 2014 ca. 8,5 Mio. t Eisen- und Stahlschrott transportierte, führt keine Messungen zur Überwachung des Stahlschrottes durch und betreibt auch keine eigenen stationären Messeinrichtungen zur Überwachung des transportierten Schrottes.

Eine Anfrage an den Zoll ergab, dass im Hamburger Hafen eine Portalmessanlage betrieben wird. Diese Portalmessanlage am Zollamt Walterhof besitzt neben der Portalmessanlage zur Detektion von Gammastrahlung noch eine Einheit zur Detektion von Neutronenstrahlung [RAM 11]. Des Weiteren verfügt der Zoll bundesweit über ca. 1.000 Handgeräte, welche durch die mobilen Einheiten genutzt werden. Zusätzlich sind mobile Fahrzeugschleusen im Einsatz, welche bei Zollkontrollen im abgebremsten fließenden Verkehr, an Gepäckbändern usw. genutzt werden können. Alle Anlagen und Geräte werden zu Stichprobekontrollen eingesetzt. Die Messungen werden in der

Regel von Zöllnern durchgeführt. Als fachkundige Unterstützung bei Fragen der Nuklidbestimmung o. ä. stehen die jeweils örtlich zuständigen Länderbehörden zur Verfügung.

In Deutschland gibt es für Betriebe, die mit Schrott handeln oder diesen verarbeiten, seitens der Gesetzgeber keine Regelungen, welche die Betriebe zur Messung auf Radioaktivität im Schrottschrott verpflichtet. In der Schrottwirtschaft ergeben sich aus den handelsüblichen Bedingungen für die Lieferung von Schrotten, sofern diese vereinbart sind (dieses ist der Regelfall), wichtige Pflichten der Lieferanten (Verkäufer) [BDSV 16]. Um sich als Betrieb vor den Folgen einer Lieferung mit radioaktiv kontaminiertem Schrott zu schützen, kommt häufig die nachstehende Klausel oder ähnliche Formulierungen in den allgemeinen Einkaufsbedingungen zur Anwendung: „Die zu liefernde Ware muss ebenfalls frei sein von radioaktiv belasteten Stoffen. Sollten dennoch belastete Teile festgestellt werden, gehen sämtliche Kosten, die durch eine solche abredewidrige Anlieferung und Verladung (radioaktive Kontamination) verursacht werden, insbesondere für Untersuchung, Aussonderung, Sicherstellung, Lagerung, zusätzliche Transportkosten, Behandlung, Entsorgung, evtl. Bußgelder und sonstige Folgekosten, zu Lasten des Lieferanten. Außerdem haftet der Lieferant für evtl. hieraus entstehende Sach- und Personenschäden. Soweit gesetzlich zulässig, *„ist der Lieferant zur Rücknahme der belasteten Stoffe verpflichtet.“* Diese allgemeinen Einkaufsbedingungen führen dazu, dass die Notwendigkeit Lieferungen auf Radioaktivität zu überprüfen, auch auf die jeweiligen Lieferanten übertragen wird.

In den verschiedenen EU Ländern sind die Messungen zur Auffindung von radioaktiv kontaminiertem Schrott unterschiedlich geregelt. In den Niederlanden und Belgien sind die Betreiber der Einrichtungen, in denen Eisen-, Stahl- und Aluminiumschrotte gelagert, verarbeitet oder umgeladen werden, gesetzlich verpflichtet, die Messinstrumente zum Aufspüren radioaktiver Quellen und Gegenstände zu betreiben, wie auch bezüglich der Eigenschaften und Gefahren von radioaktiver Strahlung und dem möglichem Umgang mit herrenlosen Strahlenquellen geschultes Personal, einzusetzen. In Italien gibt es bei Betrieben, die Schrott importieren, eine gesetzliche Verpflichtung auf radiologische Eingangsmessungen des angelieferten Materials. In der Tschechischen Republik gibt es keine gesetzliche Verpflichtung bezüglich der radiologischen Überwachung von gehandeltem Schrott.

#### **2.4 UMFRAGE ZUR AUSSTATTUNG DEUTSCHER SCHROTTPLÄTZE UND SCHMELZBETRIEBE**

Die Ausstattung von Schrottplätzen, Schmelzbetrieben und Stahlwerken in Deutschland mit Portalmonitoren zur Auffindung radioaktiver Quellen und Gegenstände wurde durch BS im Rahmen einer Umfrage ermittelt.

Die Umfrage wurde an über 1.000 Verwertungsbetriebe der Schrottindustrie versandt. Durch diese Maßnahmen konnten von 108 Schrottplätzen verwertbare Angaben gewonnen werden; 69 der Schrottplätze gehören zu größeren Gesellschaften. In Abbildung 2-1 sind die Schrottplätze, welche auf diese Umfrage geantwortet haben, nach ihrem jeweiligen Jahresdurchsatz an Schrott klassifiziert.

Das Ergebnis aus Abbildung 2-1 legt nahe, dass durch die allgemeinen Einkaufsbedingungen der Schrottindustrie Unternehmen mit einem jährlichen Schrottdurchsatz von > 20.000 t zu 100 % mit Portalmonitoren ausgestattet sind, um den angelieferten Schrott auf Radioaktivität zu überprüfen. Zudem ist dieses Ergebnis, welches durch eine Selbstregulierung des Marktes erreicht wird, mit den gesetzlichen Regulierungen in anderen Ländern (Belgien und die Niederlande) vergleichbar.

Die bei der Umfrage ebenfalls ermittelte Ausstattung mit Handmessgeräten ergab, dass ca. 90 % der Schrottplätze mit solchen Messgeräten ausgestattet sind oder Zugriff auf Geräte von benachbarten Schrottplätzen der gleichen Gesellschaft haben.

Die Verfügbarkeit einer Fachkraft für Strahlenschutz, sowie deren Ausbildungshintergrund wurde ebenfalls in dieser Studie ermittelt. Die Ergebnisse sind in Abbildung 2-2, in Abhängigkeit des Jahresdurchsatzes an Schrott eines Betriebes, dargestellt. Nur in der ersten Kategorie, bis 5.000 t jährlicher Schrottdurchsatz, liegt die Verfügbarkeit einer Fachkraft nicht bei 100 %.

Abbildung 2-1: Anzahl von Schrottplätzen mit einem bestimmten Jahresdurchsatz

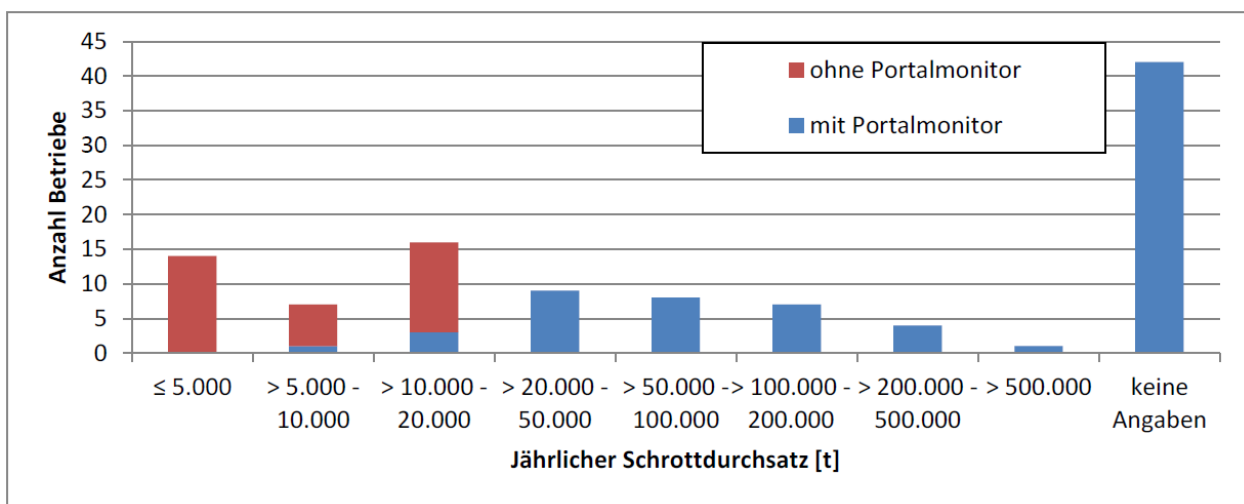
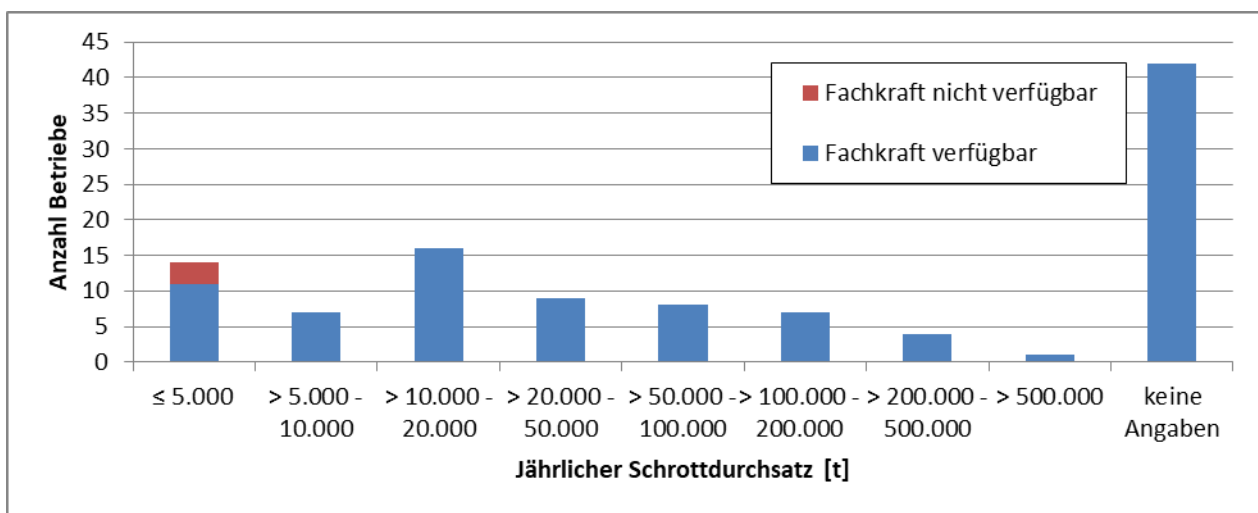


Abbildung 2-2: Verfügbarkeit einer Fachkraft für Strahlenschutz in Abhängigkeit des Jahresdurchsatzes an Schrott



Zusammenfassend kann gesagt werden, dass die Schrottplätze bezüglich der Kapazitäten zum Auffinden herrenloser Strahlenquellen messtechnisch und personell sehr gut aufgestellt sind.

Die Umfrage wurde ebenfalls an die Strahlenschutzverantwortlichen von über 20 Stahlwerken versendet. Es wurde nur die Rückmeldung eines Stahlwerks verzeichnet. Dieses Stahlwerk verarbeitet Schrott im Bereich zwischen 1,0 und 3,0 Mio. t im Jahr und überwacht alle Lieferzuwege (Straße, Schiene und Wasserstraße) mit Portalmonitoren bzw. mit Greif- und Magnetmessenanlagen. Auch die Produktion sowie Nebenprodukte, wie Schlacken, Stäube bzw. Abluft, werden auf Radioaktivität überprüft.

300 Gießereibetriebe wurden über den Bundesverband der Deutschen Gießerei-Industrie (BDG) abgefragt. Es wurden innerhalb der gesetzten Frist von über 2 Wochen 23 Rückmeldungen verzeichnet; von diesen Rückläufern sind 20 als verwertbar anzusehen.

Die Auswertung der Umfrage bezüglich der Ausstattung der Gießereibetriebe mit Portalmonitoren ist in Abbildung 2-3 präsentiert. Die Verfügbarkeit einer Fachkraft für Strahlenschutz ist in Abbildung 2-4 nach dem jeweiligen Jahresdurchsatz an Schrott dargestellt.

Die bei der Umfrage ebenfalls ermittelte Ausstattung mit Handmessgeräten ergab, dass insgesamt drei von 13 Gießereibetrieben in den Kategorien bis 20.000 t Jahresumsatz mit solchen Messgeräten ausgestattet sind, zwei dieser Betriebe sind zudem Betreiber eine Portalmessanlage. Für Betriebe mit einem höheren Jahresumsatz an Schrott konnte im Rahmen dieser Umfrage keine Ausstattung mit Handmessgeräten ermitteln werden.

Zusammenfassend ergibt sich, dass ein Großteil der Gießereien keine aktiven Kontrollen auf radioaktive Quellen und Gegenstände des bei ihnen angelieferten Schrotts durchführen. Die Gießereiindustrie scheint sich sehr stark auf eine ordnungsgemäße Anlieferung von Schrott im Rahmen der „handelsüblichen Beziehungen“ durch seine Zulieferer zu verlassen.

Abbildung 2-3: Aufteilung der Gießereibetriebe nach ihrem Jahresdurchsatz

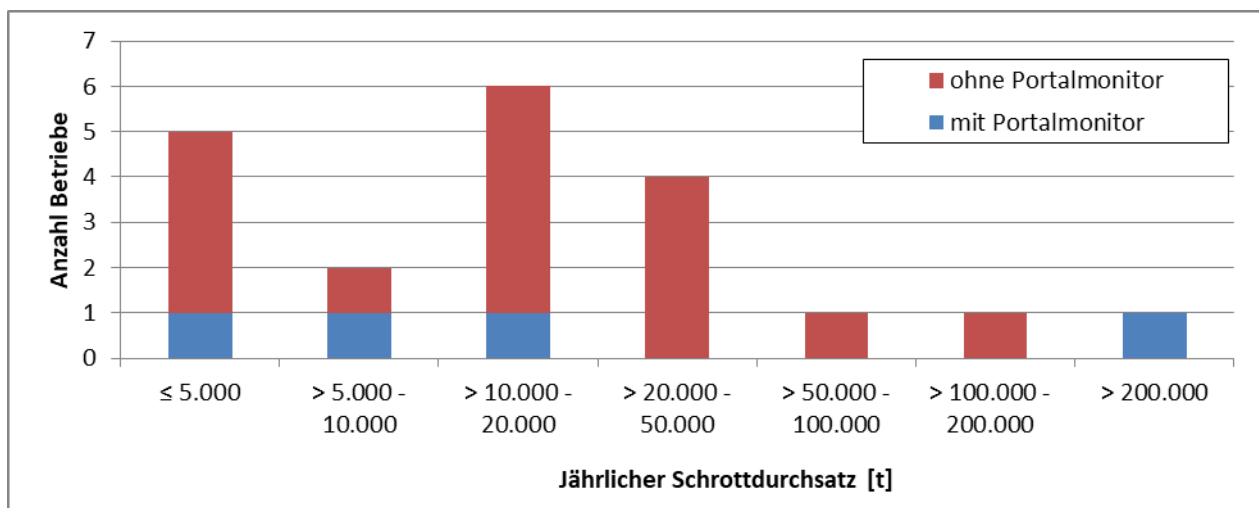
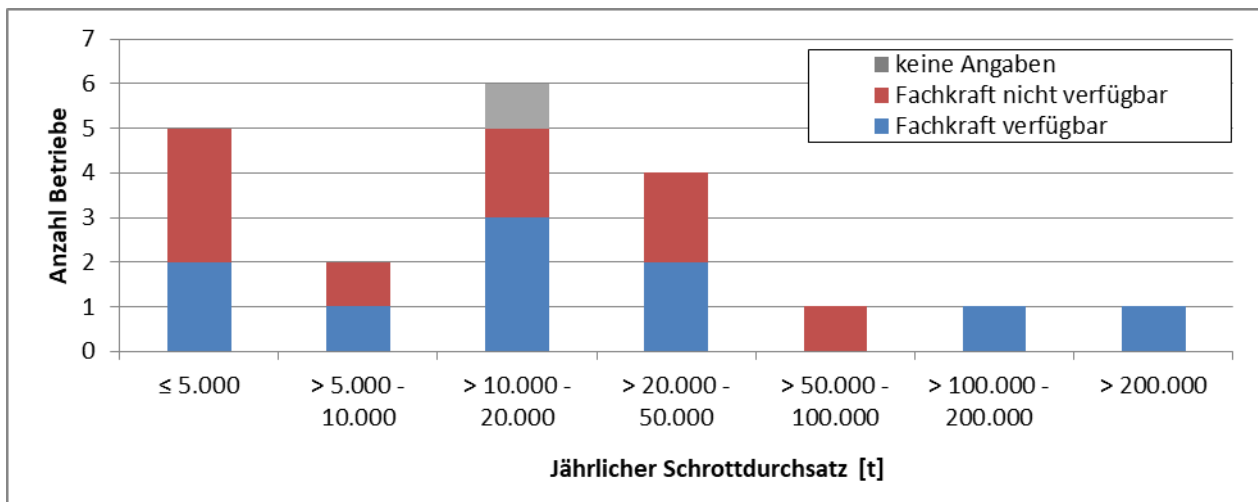


Abbildung 2-4: Verfügbarkeit einer Fachkraft für Strahlenschutz in Gießereibetrieben; aufgeteilt nach dem jeweiligen Jahresdurchsatz an Schrott



## 2.5 UMFRAGE ZU FUNDEN RADIOAKTIVER QUELLEN UND GEGENSTÄNDE IN DEUTSCHLAND

Im Rahmen der präsentierten Umfrage wurden von den Betreibern von Schrottplätzen, Gießereien und Stahlwerken viele skizzenhafte Angaben zu Detektion von Funden an Eingangsmonitoren gemacht, die im Zwischenbericht [BS 16] geordnet nach den Jahren zusammengefasst sind. Zu anderen Einzelfällen existieren detaillierte Beschreibungen. Aus den ermittelten Daten wird in Abbildung 2-5 die Häufigkeit der Detektion radioaktiver Gegenstände sortiert nach ihrer Ortsdosisleistung angegeben. Hierbei wurde auch berücksichtigt, ob es sich um einen Fund gemäß § 71 StrlSchV des jeweiligen Jahresberichtes des BfS handelt.

Das sich für Gegenstände und Quellen mit hoher Ortsdosisleistung ( $>100 \mu\text{Sv/h}$ ) keine 100 % Übereinstimmung mit den im Jahresbericht des BfS erwähnten meldepflichtigen besonderen Vorkommnisse mit Personenbeteiligung ergibt, kann folgende Gründe haben:

- die durch den Betreiber gemachten Angaben ermöglichten keine genaue Zuordnung (z. B. nur Jahresangaben, keine Nuklide angegeben etc.),
- für Funde neueren Datums (nach 2013) liegen noch keine Jahresberichte des BfS vor oder
- die gemachten Funde wurden dem BfS nicht mitgeteilt.

In den Jahresberichten des BfS werden besondere Vorkommnisse beim Umgang mit radioaktiven Stoffen, beim Betrieb von Beschleunigern, bei der Beförderung radioaktiver Stoffe und beim Betrieb von Röntgeneinrichtungen aufgelistet. Bei einigen der Funde für 2012 und 2013 sind die Orte genannt, an denen die Aktivitätsdetektion stattfand. Diese sind in Tabelle 2-1 wiedergegeben. Es wird deutlich, dass Recyclingbetriebe und Abfallentsorgungsbetriebe die Hauptzahl der Fundorte darstellen.

Gemäß [BFS 12A] und [BFS 13] sind weit mehr als die Hälfte der Funde auf natürliche Aktivität zurückzuführen. Die übrigen künstlichen Radionuklide verteilen sich vorwiegend auf I-131 und Tc-99m sowie Co-60 und Cs-137.

Die Funde aus den genannten Datenquellen wurden durch national und international in den Medien veröffentlichte Vorkommnisse mit radioaktiven Quellen in Bezug auf Stahlschrott ergänzt. Diese Vorkommnisse sind im jeweiligen Zwischenbericht zusammengefasst.

Abbildung 2-5: Häufigkeit der Detektion radioaktiver Gegenstände nach der Ortsdosisleistung sortiert

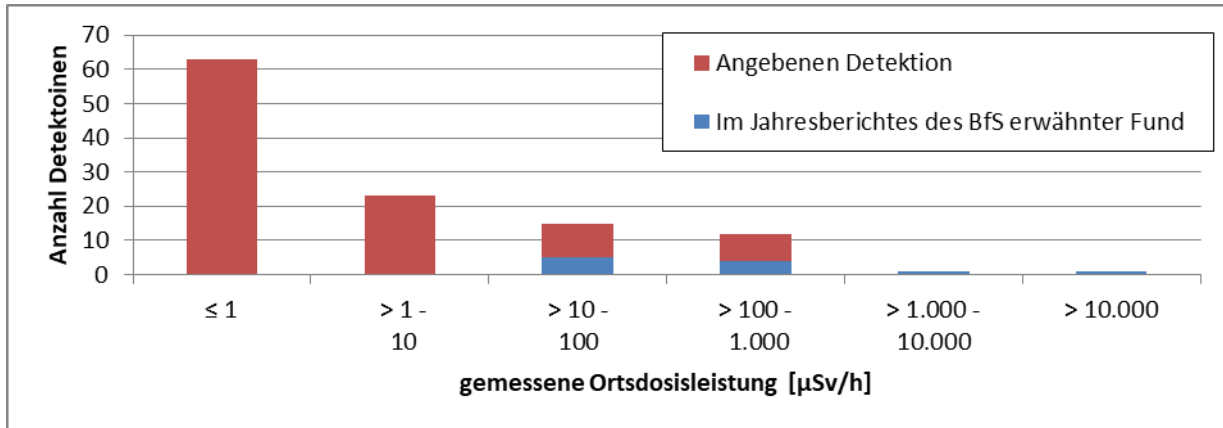


Tabelle 2-1: Aufstellung der Fundorte gemäß [BFS 12A] und [BFS 13]

Aufstellung Funde nach Ort des Funds	Anzahl 2012	Anzahl 2013
direkt beim Abfallverursacher, Händler bzw. Eigentümer	14	8
Entsorgungsunternehmen	5	1
Recyclingbetriebe und Schrotthandel	41	24
Stahlwerk	17	9
Müllentsorgung	3	10
MVA	6	5
Einfuhr	3	0

Der nennenswerte Vorfall in einem deutschen Stahlwerk verdeutlicht die Risiken, die herrenlosen Strahlungsquellen für die Stahlindustrie und die Umwelt darstellen. Am 7. November 2007 kam es zu einem Radioaktivalarm in der Staubmessenanlage. Als Grund für den Alarm stellte sich heraus, dass eine Cs-137-Strahlenquelle mit einer Gesamtaktivität von ca.  $1,3 \pm 0,5$  GBq eingeschmolzen worden war. Aufgrund der chemisch-physikalischen Eigenschaften von Cs-137 verbleibt dieses Material nur zu einem kleinen Teil in der Schmelze, der größte Teil verdampft und wird über Staubfilter aus der Abluft ausgefiltert. Aus diesem Grund konnten in den ca. 25 t separierten Staub, welcher in einem LKW-Anhänger zwischengelagert wurde, spezifische Aktivitäten von  $51,3 \pm 16$  Bq/g festgestellt werden [FAN 15].



Abbildung 2-6: Provisorisches Zwischenlager für den kontaminierten Staub [FAN 15]

- Kontaminierte Staubmenge: 25,44 t
- Verursacher: Cs-137
- spezif. Aktivität des Staubes:  $51,3 \pm 16$  Bq/g
- Gesamtaktivität: ca.  $1,3 \pm 0,4$  GBq



An dem provisorischen Zwischenlager für den kontaminierten Staub, konnten an der Außenhülle, Ortsdosisleistungen von bis zu  $7,1 \mu\text{Sv/h}$  ermittelt/gemessen werden. Als gewählter Entsorgungsweg wurde eine Behandlung des Materials mit dem Ziel der Mengenreduzierung auf 10 % angestrebt. Es liegen keine Angaben über die bis jetzt entstandenen Kosten und möglicherweise im Stahlwerk erforderliche Dekontaminationsarbeiten vor.

## 2.6 FAZIT

Im Arbeitspaket 1 des Forschungsvorhabens „Experimentelle und theoretische Untersuchungen zu radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott“ wurde mittels einer Umfrage die Ausstattung von Schrottplätzen, Schmelzbetrieben, Stahlwerken, mittelständischen Unternehmen und großen Warenumserschlagplätzen in Deutschland mit Portalmesseinrichtungen zur Auffindung radioaktiver Gegenstände und Quellen ermittelt. Neben der technischen Ausführung dieser Anlagen wurden auch andere Randbedingungen wie die Verfügbarkeit einer Strahlenschutzfachkraft und deren Ausbildung erfasst.

Die Ausstattung der Schrottplätze entspricht denen in den Niederlanden und Belgien, wo gewisse Mindestanforderungen an Messtechnik und Personal durch Vorschriften und Empfehlungen geregelt sind.

Für die Stahlwerke wurde bis zur Erstellung des Zwischenberichts nur die Rückmeldung eines Stahlwerks verzeichnet, diese Rückmeldung bestätigt das Bild des technisch und personell sehr gut aufgestellten Stahlwerkes. Allerdings besitzt diese Aussage aber keinen repräsentativen Charakter.

Es wurde festgestellt, dass ein Großteil der Gießereien gemäß der Auswertung der Umfrageergebnisse keine aktiven Kontrollen auf radioaktive Quellen und Gegenstände des bei ihnen angelieferten Schrotts durchführt. Die Gießereiindustrie ist daher stark abhängig von ordnungsgemäßen Schrottlieferungen seitens der Zulieferer im Rahmen der „handelsüblichen Beziehungen“.

Eine Abfrage der Ausstattung deutscher Innenhäfen, Außenhäfen und Containerumserschlagplätze bezüglich der Ausstattung mit Messeinrichtungen zum Auffinden herrenloser Strahlenquellen

ergab, dass bei keinem der angefragten Warenumsschlagplätze eigene Messungen auf Radioaktivität durchgeführt werden.

Im Rahmen dieses Forschungsvorhabens von befragten Unternehmen mitgeteilten Funde von Schrott- und Schmelzbetrieben wurden analysiert. Hierbei stellt sich heraus, dass der Großteil der Funde eine geringe Dosisleistung von  $< 1 \mu\text{Sv/h}$  aufweist und die Anzahl der Funde mit steigender Ortsdosisleistungen kontinuierlich abnimmt. Die Zusammenstellung dieser Funde wird durch der Brenk Systemplanung GmbH bekannte Funde sowie durch national und international in den Medien dargestellte Funde ergänzt.

### **3. AP2.1: THEORETISCHE STUDIEN ZU RADIOAKTIVEN QUELLEN UND GEGENSTÄNDEN IM STAHLSCROTT**

#### **3.1 EINFÜHRUNG**

Im Rahmen von AP2.1 wurden zuerst die Parameter eines typischen Schrottgebindes ermittelt. 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 im Schrottgebilde<sup>2</sup> bestimmt. Aufbauend auf diesen Simulationsergebnissen wird bewertet, inwiefern unterschiedliche geometrische Randbedingungen, wie Detektorabstand, unterschiedliche Detektorposition und die Durchfahrtsgeschwindigkeit des LKWs einen Einfluss auf die minimal detektierbaren Aktivitäten haben.

#### **3.2 ERMITTLUNG EINES TYPISCHEN SCHROTTGEBINDES**

Mit Rahmen 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 Schrottgebindes abgefragt. Es wurden 19 Antworten von Schrottplätzen und Schmelzbetrieben erhalten, die Ergebnisse dieser Umfrage [BS 16] sind in Tabelle 3-1 zusammengefasst. Aus Tabelle 3-1 ist zu erkennen, dass ein typisches Schrottgebilde ein Gesamtvolumen von ca. 27 m<sup>3</sup> hat und zu 62 % gefüllt ist. Daraus ergibt sich bei einer mittleren Beladung von 17,5 Mg eine mittlere Schüttdichte eines typischen Schrottgebindes von ca. 1,05 g/cm<sup>3</sup>. 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.

Um Aussagen über die Anisotropie des geladenen Schrottes zu bekommen, werden die möglichen Schrottsorten, welche sich in einem typischen Schrottgebilde befinden anhand von Verbandsinformationen der Wirtschaftsvereinigung Stahl (WV Stahl) in Tabelle 3-2 aufgeführt [WVS 15]. 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 3-2 etwa ein Drittel des jährlichen Schrottaufkommens durch den WV Stahl nach Sorte erfasst worden. Aufgrund ihrer hohen Abdeckung des Schrottaufkommens werden diese Daten für das typische Schrottgebilde als belastbar angesehen.

Für die Neuschrottsorten und die Stahlspäne aus Tabelle 3-2 ist der Eintrag einer hochaktiven Strahlenquelle nicht zu erwarten. Die mit Abstand größte gelieferte Schrottsorte ist Altschrott der Sorte 3. Die Schrottsorte 3 „schwerer Altschrott“ gehört zur allgemeinen Schrottsorte [BDSV 10],

---

<sup>2</sup> Als Schrottgebilde wird die Einheit Container und darin enthaltener Schrott bezeichnet.

hierzu zählen Schrottteile, welche keine größeren Abmessungen haben als 150 cm × 50 cm × 50 cm. Daneben müssen sie eine Materialstärke von mindestens 6 mm aufweisen.

Tabelle 3-1: 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

Tabelle 3-2: Zukauf an Stahlschrott nach Sorten der Mitgliedsunternehmen des WV Stahl [WVS 15]

Sorte	Jahr		
	2013 [%]	2014 [%]	2015 [%]
<b>Altschrott</b>			
Sorte 1 (Stahlaltschrott; unter 3 mm Stärke)	9,0	9,4	9,5
Sorte 3 (Schwerer Stahlaltschrott)	22,8	23,2	24,0
<b>Neuschrott</b>			
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
<b>Schredderschrott</b>			
Sorte 4 (Shredderstahlschrott)	5,8	5,4	6,1
<b>Stahlspäne</b>			
Sorte 5 (Stahlspäne)	9,8	9,7	9,9
<b>übrige Sorten</b>	10,4	11,5	10,5
Gesamtmenge [1000 t]	9.440.053	9.495.838	8.504.091

### 3.3 MODELL EINES REALISTISCHEN SCHROTTGEBINDES

In Abbildung 3-1 ist das für die Füllung definierte Schrottteil dargestellt, welches im Rahmen dieser Arbeit verwendet wird. 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.

Zur Ermittlung einer realistischen Schüttung von Metallwinkeln in einem Schrottcontainer, mit den gemäß Kapitel 3.2 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 berechnet. Ein Überblick über den Ablauf des Schüttvorgangs zeigt Abbildung 3-2. Durch die Überfüllung des Gebindes und das Entfernen überflüssiger Bereiche wird für den verbleibenden Bereich der Schrottschüttung eine homogene Ausfüllung mit Winkeln sichergestellt.

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

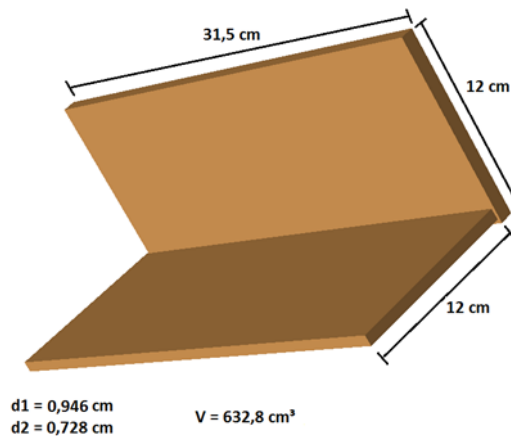
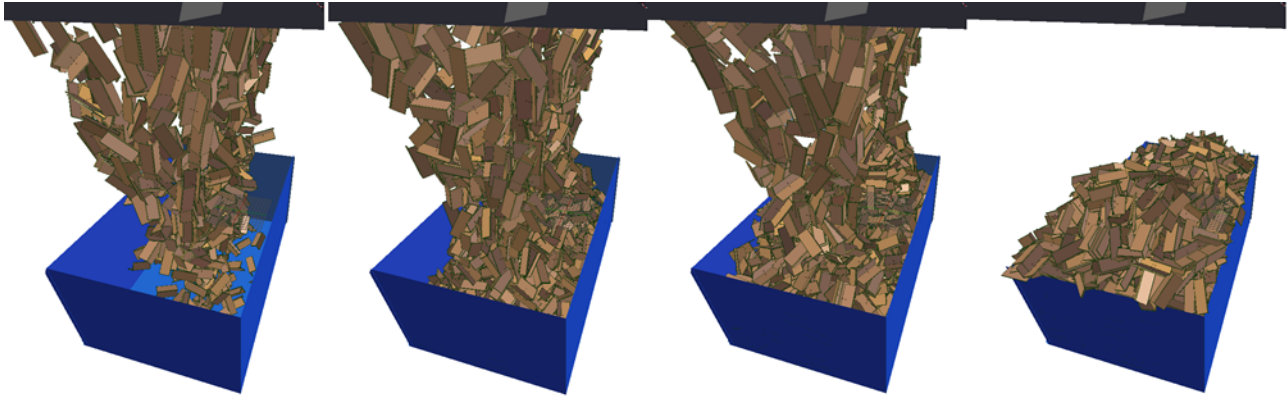


Abbildung 3-2: Ablauf des Schüttvorgangs zur Ermittlung der physikalischen Schüttung; der Container ist in blau dargestellt, die untere Kante des Fülltrichters ist im oberen Bildbereich zu erkennen.



Die Eckdaten der physikalischen Schrottschüttung sind in Tabelle 3-3 zusammengefasst. 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 Schrottgebindes von 595 cm gefüllt. Da für die Simulationen Positionen mittig im Gebinde verwendet werden, hat diese Längenbeschränkung auf die Ergebnisse keinen signifikanten Einfluss. Aus den in Tabelle 3-3 angegebenen Werten lässt sich eine mittlere Dichte von  $1,09 \text{ g/cm}^3$  herleiten. Dies ist sehr gut vergleichbar mit der in Kapitel 3.2 ermittelten Dichte eines typischen realen Schrottgebindes von  $1,05 \text{ g/cm}^3$ .

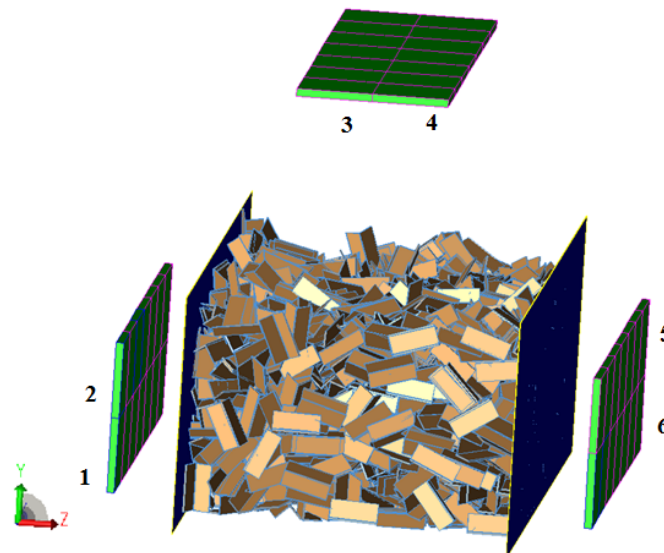
Tabelle 3-3: Spezifikationen der simulierten Schrottschüttung innerhalb des Schrottgebindes

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

Die Zwischenräume des Modells werden durch entsprechende Zellen beschrieben. Ihnen wird später Luft als Material zugewiesen. Bei dem Modell (siehe Abbildung 3-3) 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 ( $50 \text{ cm} \times 50 \text{ cm} \times 5 \text{ cm}$ ) eingefügt. Die Abmessungen der Detektoren sind an den Ergebnissen des API angelehnt. Diese Detektorzellen werden in den späteren Simulationen als Detektorzellen zur Messung des Photonенflusses verwendet. Der Abstand zwischen der linken und rechten

Detektorreihe beträgt gemäß der Umfrage des AP1 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.

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



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 müssen den einzelnen Zellen noch die jeweils verwendete Materialzusammensetzung (Stahl, Luft) und die Dichte des Materials zugewiesen werden. Auch für Detektorzellen müssen Zähleigenschaften definiert werden.

### **3.4 DURCHGEFÜHRTE MCNP-SIMULATIONEN**

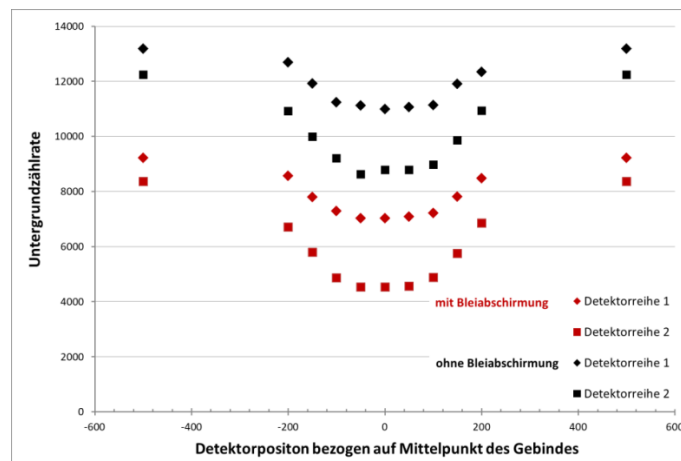
#### **3.4.1 Untergrundsimulationen**

Um radioaktive Quellen und Gegenstände im Schrottgebäude sicher identifizieren zu können, muss das Signal der Quellenaktivität von dem Signal der Untergrundstrahlung vom Detektorrauschen unterschieden werden. Zur Modellierung des Detektorsignals, welches durch den natürlichen Strahlungsuntergrund erzeugt wird, wird unter dem Modell eines gefüllten Schrottcontainers (s. Abbildung 3-3) 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. Die angenommene Zusammensetzung des Erdreiches innerhalb der

Untergrundquelle ist im jeweiligen Zwischenbericht gegeben [BS 17A]. Das verwendete Nuklidgemisch ist für viele Standorte in Deutschland typisch [BS 17A].

In den Simulationen des Untergrundspektrums wurde zusätzlich zur Detektorgeometrie des Plastiksintillators 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 3-4 sind Untergrundzählraten, mit und ohne Bleiabschirmung, abhängig von der Position der Detektorreihen 1 und 2 relativ zum Mittelpunkt des Schrottgebindes dargestellt.

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



Anhand der Abbildung sind zwei Effekte deutlich zu erkennen, und zwar, die Abschwächung des Untergrunds durch das Gebinde und die höhere Untergrundzählrate für nicht abgeschirmte Detektoren.

### **3.4.2 Minimal detektierbare Aktivitäten für verschiedene Quellpositionen und Isotope mit Plastiksintillator**

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 3-4 gegeben sowie in Abbildung 3-5 skizziert.

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



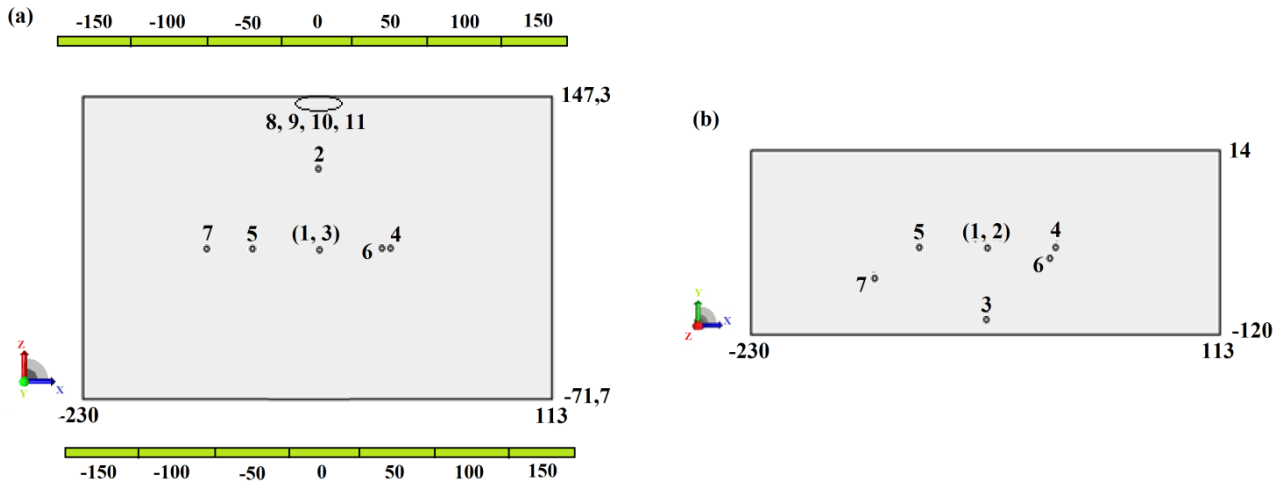
Tabelle 3-4: Im Rahmen der Simulationen verwendete Quellpositionen

Position Nr.	x [cm]	y [cm]	z [cm]	Beschreibung
1	-61,4	-58,25	37,3	mittig im Schrottgebilde
2	-61,4	-58,25	87,3	Richtung -z verschoben
3	-61,4	-108,25	37,3	mittig auf dem Boden des Gebindes
4	-11,4	-58,25	37,3	längs im Gebinde verschoben
5	-111,4	-58,25	37,3	längs im Gebinde verschoben
6	-16,0	-55,0	37,3	längs im Gebinde 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 Gebindes
9	-61,4	-58,25	130,0	am Rande des Gebindes
10	-61,4	-58,25	147,3	am Rande des Gebindes
11	-57,4	-25,0	147,3	am Rande des Gebindes

Mittels der MCNP-Simulationen wurde der mittlere energieaufgelöste Photonenfluss  $\varphi(E_i)$  in den unterschiedlichen Detektorzellen für die verschiedenen Quellisotope und Positionen pro Einheitsaktivität und  $\text{cm}^2$  bestimmt. Für den Betrieb des Plastiksintillationsdetektors als Einkanal-detektor wird das Detektorsignal aus der Summation der einzelnen Kanäle des energieaufgelösten Spektrums unter Berücksichtigung der Effizienzkalibrierung  $T_{i,j}$ , im Bereich von 20 keV bis 3 MeV gebildet. Die ausführliche Beschreibung der energieabhängigen Effizienzkalibrierung  $T_{i,j}$  des Detektors ist im jeweiligen Zwischenbericht gegeben. Multipliziert mit der Detektorfläche  $A_{Det}$  ( $2500 \text{ cm}^2$ ) ergibt sich hieraus die Detektoreffizienz  $\varepsilon_{eff}$  pro Einheitsaktivität der Quelle:

$$\varepsilon_{eff} = \eta \cdot A_{Det} \sum_j \sum_i \varphi(E_i) T_{i,j}$$

Abbildung 3-5: Übersicht über die gewählten Quellpositionen innerhalb des Gebindes. (a) Ansicht von oben, (b) seitliche Ansicht. Die seitlichen Detektorreihen sind in grün dargestellt



Der Faktor  $\eta$  berücksichtigt, dass es bei einer Co-60- bzw. Cs-137-Quelle zu 1,9976 bzw. 0,851 emittierten Gammaquanten pro Zerfall kommt.

Die minimal detektierbaren Aktivitäten lassen sich für jede Detektorposition mit einer Alarmschwelle von 10 % wie folgt berechnen:

$$A_{min} = 0,1 \cdot \frac{U_0}{\epsilon_{eff}}$$

Die Berechnung der Untergrundzählraten  $U_0$  wird im Abschnitt 3.4.1 beschrieben.

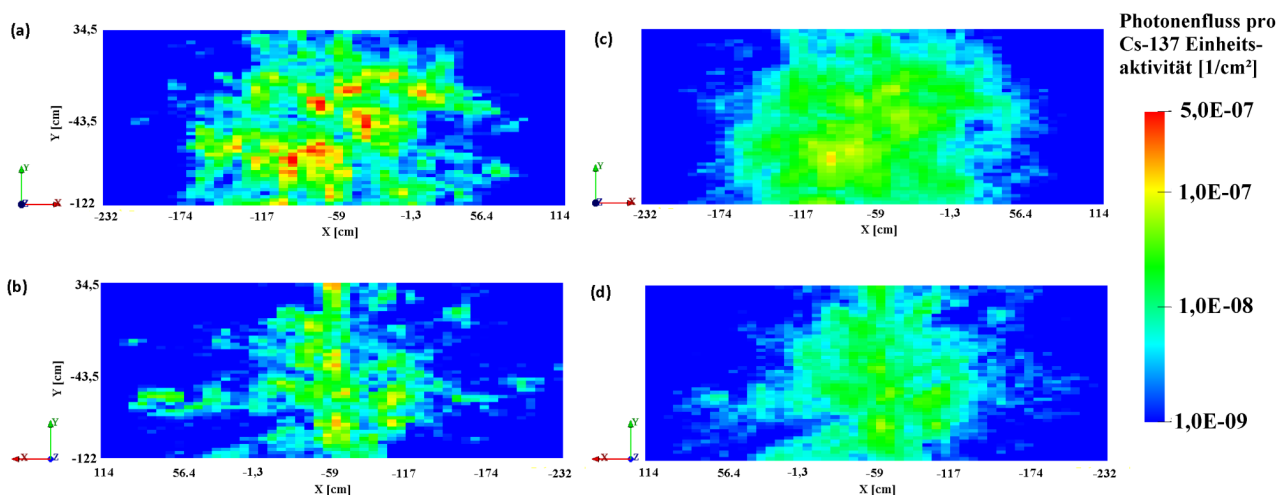
In Tabelle 3-5 sind die minimal detektierbaren Aktivitäten für die verschiedenen Nuklide und Quellpositionen zusammengefasst. Für die Simulationen 1, 3, 4, 5, 6 und 7 wurde die Quellposition mittig in z-Richtung an unterschiedlichen Positionen innerhalb des Gebäudes gewählt. Bei diesen Messungen zeigt 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.

Tabelle 3-5: 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

### 3.4.3 Anisotropie der Schüttung in einem Schrottcontainer

Abbildung 3-6: Photonfluss außerhalb des Gebäudes für die +z-Richtung (a,c) und -z-Richtung (b,d). 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



Der ortsaufgelöste grundsätzlich messbare Photonfluss außerhalb des Schrottgebüdes ist in Abbildung 3-6 für eine Cs-137-Quelle an der Position 1 dargestellt. Aus Abbildung 3-6 lässt sich sehr gut erkennen, dass es für den Energiebereich der Cs-137-Direktstrahlung von 661 keV beidseitig des Gebäudes (a, b) eine starke Anisotropie, mit lokalisierten Bereichen erhöhten Photonflusses 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 3-6 für die +z-Richtung (a, c) deutlich höher als für die -z-Richtung (b, d).

Um den Einfluss der Anisotropieeffekte auf die Detektierbarkeit von Quellen zu schätzen, wurden die Berechnungen der minimal detektierbaren Aktivitäten für ein Gebinde mit einer homogener Schrottfüllung der Dichte  $1,09 \text{ g/cm}^3$  durchgeführt. Beim Vergleich mit dem oben dargestellten Ergebnissen der MCNP-Simulationen für realistische Schüttung stellte sich heraus, dass die über das Modell der physikalischen Schüttung ermittelten Aktivitäten erheblich von den Resultaten abweichen, die bei einem homogen gefüllten Schrottgebände zu erwarten wären. Durch die Anisotropie des Schrottgebändes wurde die effektive Dichte der Abschirmung um ca. 40 % verringert.

#### **3.4.4 Minimal detektierbare Aktivität in Abhängigkeit vom Detektorabstand und von der Durchfahrtsgeschwindigkeit**

Der Einfluss des Detektorabstands auf die minimal detektierbare Aktivität für Co-60 und Cs-137 wurde auf Basis der Quellposition 1 gemäß Tabelle 3-4 untersucht. Für jede Detektorposition wurde mittels MCNP der Untergrund für abgeschirmte Detektoren gemäß Abschnitt 3.4.1 und der Photonenfluss gemäß Abschnitt 3.4.2 bestimmt. Das Ergebnis der MCNP-Simulationen ist in Abbildung 3-7/Abbildung 4-14 für Co-60 und für Cs-137 dargestellt.

In Abbildung 3-7 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:

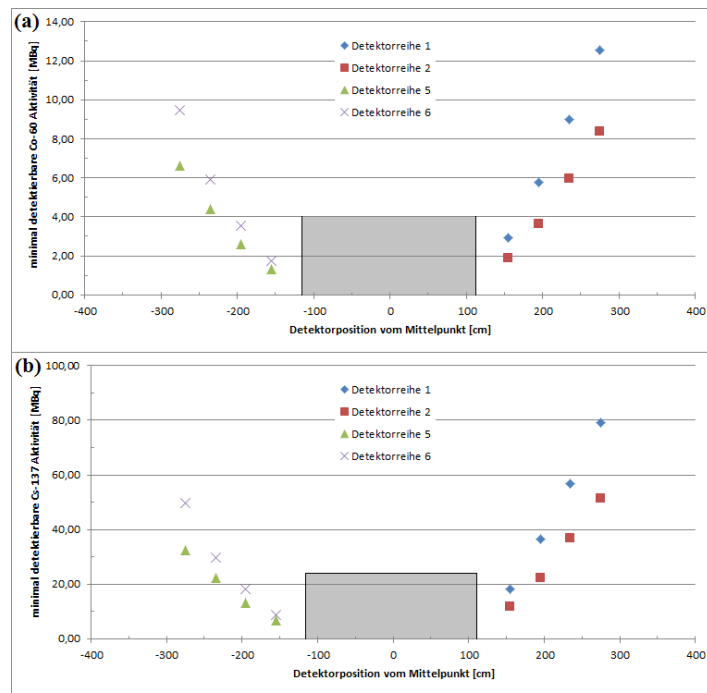
- steigende Untergrundzählrate, welche durch die geringere abschirmende Wirkung des Gebändes herbeigeführt wird und
- sinkender Photonenfluss für Detektorpositionen, welche weiter vom Gebände entfernt sind.

Diese beiden Effekte bewirken jeweils eine Verschlechterung der Anlagensensitivität für größere Abstände. Die Unterschiede zwischen den linken und rechten Detektorpositionen in Abbildung 3-7 sind durch die Anisotropie innerhalb des Gebändes begründet.

Um die Abhängigkeit des Messsignals von der Fahrgeschwindigkeit des LKWs zu bewerten, wurde die Bewegung des LKWs durch eine zeitliche Mittelwertbildung über verschiedene Positionen der Detektoren relativ zum Mittelpunkt des Schrottgebändes abgebildet. Das Ergebnis dieser Betrachtung ist in Abbildung 3-8 dargestellt.

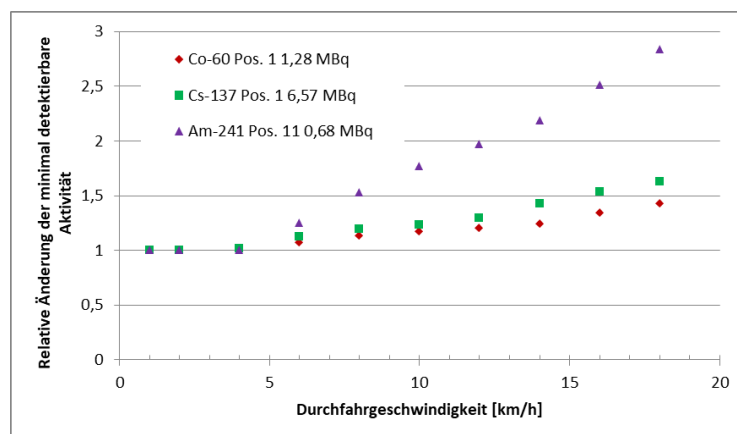
Aus Abbildung 3-8 geht hervor, dass es für die hochenergetischen Co-60- und Cs-137-Gammastrahler im niedrigen Geschwindigkeitsbereich bis 10 km/h nur zu einer geringen Absenkung der Anlagensensitivität durch die Bewegung des LKWs kommt. Diese liegt für diese beiden Isotope im Bereich von 20 % bei 10 km/h. Für Geschwindigkeiten über 10 km/h ist gemäß Abbildung 3-8 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.

Abbildung 3-7: Verlauf der minimal detektierbaren (a) Co-60- und (b) Cs-137-Aktivitäten für verschiedene Detektorpositionen mittig vor dem Gebäude.



Der graue Bereich in den Abbildungen entspricht der Ausdehnung des Gebäudes.

Abbildung 3-8: Relative Änderung der minimal detektierbaren Aktivität für verschiedene Isotope in Abhängigkeit von der Durchfahrtsgeschwindigkeit.



### 3.5 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 dargestellt. Aufgrund der höheren gammaspektrometrischen Auflösung eines NaI-Detektors sind die Betrachtungen nur für einen Quellenbeitrag im Bereich der Emissionslinien für

die Quellposition 1 und die mittleren Detektoren der Detektorreihen 1 bis 6 durchgeführt worden (vergleiche Abbildung 3-3). Ein Durchmesser von 5,0 cm und eine Höhe von 35,7 cm für die NaI-Detektoren wurden gemäß der Ergebnisse aus dem AP1 [BS 16] gewählt.

Tabelle 3-6: 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 ± 9,2	54,2 ± 9,5	29,7 ± 4,1	29,7 ± 4,8	27,8 ± 3,4	28,7 ± 3,5
Cs-137	260,5 ± 15,2	192,6 ± 14,4	79,6 ± 4,6	71,4 ± 5,1	71,5 ± 3,1	73,8 ± 3,3

In Tabelle 3-6 sind die berechneten Nachweisgrenzen für die mittleren Detektoren der Detektorreihen 1 bis 6 wiedergegeben. Diese sind deutlich höher als die minimal detektierbaren Aktivitäten, welche für den Plastikszintillationsdetektor in Tabelle 3-5 gegeben 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 Plastikszintillationsdetektors 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.

### 3.6 FAZIT

Im Rahmen des Forschungsvorhabens „Experimentelle und theoretische Untersuchungen zu radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott“ wurden zuerst die klein- und großskaligen Parameter eines typischen Schrottgebundes mittels einer Umfrage und durch die Analyse von Verbandsdaten ermittelt. Hierbei stellte sich heraus, dass ein typisches Schrottgebunde in der Schrottindustrie, welches auf das Vorhandensein einer herrenlosen Strahlenquelle zu prüfen ist, eine Dichte von 1,05 g/cm<sup>3</sup> und ein Volumen von 27 m<sup>3</sup> hat und mit 17,54 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 Schrottgebunde physikalisch simuliert. 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 Schrottgebunde eine minimal detektierbare Aktivitäten von 1,28 MBq für Co-60 und 6,57 MBq für Cs-137 ermittelt (Position 1 in Tabelle 3-4). Für Am-241 konnte aufgrund der starken Abschirmung des Schrottgebundes 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 kBq für Co-60, 17,8 kBq für Cs-137 und 0,91 MBq für Am-241 ermittelt (Position 8 in Tabelle 3-4).

Bei diesen Simulationen stellte sich zudem heraus, dass die über das Modell der physikalischen Schüttung ermittelten Aktivitäten erheblich die Resultate überschreiten, die bei einem homogen gefüllten Schrottgebilde gleicher Dichte zu erwarten wären. Diese Überschreitung 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.

Auf Basis der Simulationsergebnisse ergaben sich 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 km/h).

## 4. AP2.2: EXPERIMENTELLE STUDIEN ZU RADIOAKTIVEN QUELLEN UND GEGENSTÄNDEN IM STAHSCHROTT

### 4.1 EINFÜHRUNG

Im Rahmen des AP2.1 wurden zuerst die erforderlichen Daten eines typischen Schrottgebindes zusammengestellt. Im AP2.2 wurden für die Durchführung experimenteller Untersuchungen die in AP2.1 ermittelten Randbedingungen und Kenngrößen in einem Gebinde realisiert (siehe [BS 17b]).

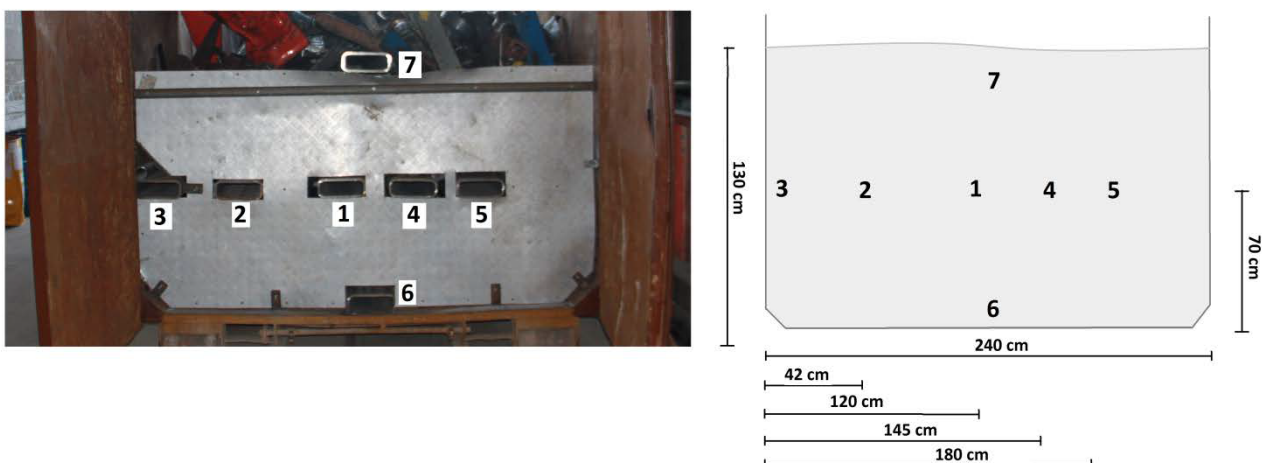
Die experimentellen Untersuchungen wurden im Rahmen des AP 2.2 am 13. und 14. September 2016 mit Co-60-, Cs-137- und Am-241-Prüfstrahlern in dem erstellten Schrottgebinde an einer Portalmessanlage auf dem Firmengelände der Hofmann GmbH durchgeführt. Die hierbei erhaltenen minimal detektierbaren Aktivitäten wurden mit den Ergebnissen aus den theoretischen Untersuchungen des AP2.1 verglichen.

Hierbei wurden mögliche Folgen des versehentlichen Einschmelzens von herrenlosen Strahlenquellen, welche die minimal detektierbaren Aktivitäten aufweisen, betrachtet und Möglichkeiten zur Verbesserung der Auffindbarkeit von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott aufgezeigt und bewertet.

### 4.2 UMSETZUNG DER RANDBEDINGUNGEN AUS AP2.1

Als Containertyp wurde gemäß der Umfrageergebnisse des AP1 [BS 16A] ein Standardabrollcontainer verwendet. Dieser hatte eine Wandstärke von ca. 3,5 mm und ein Leergewicht von 3.300 kg. Die Innenmaße des verwendeten Containers betragen 700 cm × 240 cm × 260 cm was einem maximalen Ladevolumen von ca. 44 m<sup>3</sup> entspricht.

Abbildung 4-1: Rechts: Positionen der Probenrohre zur Einbringung der Prüfstrahler in das Schrottgebinde. Links: Skizze der Positionen. An der Position 3 befindet sich sowohl eine Stahl- als auch ein Aluminiumrohr.



Um eine reproduzierbare und sichere Positionierung der Prüfstrahler innerhalb des Schrottgebindes zu ermöglichen wurden innerhalb des Containers auf verschiedenen Positionen waagerechte



Edelstahlrohre mit einer Länge von 420 cm befestigt (siehe Abbildung 4-1). Für die Experimente mit Prüfstrahlen erfolgte die Positionierung an 3 vordefinierte Positionen bei 120 cm, 240 cm und 360 cm (Hinten, Mitte und Vorne).

Tabelle 4-1: Vergleich zwischen den ermittelten Parametern einer typischen Schrottschüttung mit den jeweiligen Standardabweichungen und der im Experiment realisierten Schrottschüttung

Parameter	gemäß Erhebung	Experiment
Länge:	595 ± 203 cm	600 cm
Breite:	219 ± 34 cm	240 cm
Höhe:	207 ± 53 cm	260 cm
effektive Füllhöhe	128 ± 62 cm	ca. 130 cm
Nettogewicht:	17,5 ± 8,6 Mg	18,8 Mg
Volumen:	16,72 ± 8,69 m <sup>3</sup>	18,72 m <sup>3</sup>
Dichte*):	1,05 ± 0,5 g/cm <sup>3</sup>	1,00 g/cm <sup>3</sup>
Füllung:	Altschrott Sorte 3	Altschrott Sorte 3
Typ:	Abrollcontainer	Abrollcontainer
Wandstärke:	3,5 mm	3,5 mm

Gemäß dem AP2.1 [BS 17A] ist bei dem Altschrott der Sorte 3 davon auszugehen, dass das Material u. a. eine Mindestmaterialstärke von 6 mm aufweist und die Abmessungen nicht größer als 50 cm × 50 cm × 150 cm sind. Bei dem gelagerten Material werden diese Rahmenbedingungen eingehalten. Die Abmessungen der Schrottschüttung lassen sich zu 600 cm × 240 cm × 130 cm abschätzen was einem Volumen von 18,72 m<sup>3</sup> entspricht. Hieraus lässt sich die mittlere Dichte der Schrottschüttung im Container mit 1,0 g/cm<sup>3</sup> berechnen.

In Tabelle 4-1 sind die Parameter des realisierten Schrottgebundes und die gemäß der Erhebung im Rahmen des AP2.1 [BS 17A] wiedergegeben. Im Rahmen der Standardabweichungen wurde eine gute Übereinstimmung zwischen den in der Umfrage ermittelten Parametern einer typischen Schrottschüttung und der im Experiment realisierten Schrottschüttung erreicht.

Die in Tabelle 4-2 angegebenen Aktivitäten für die Co-60- und Cs-137-Prüfstrahler wurden gemäß den Ergebnissen der Simulationen des AP2.1 abdeckend hoch gewählt, um auch bei einer zentralen Positionierung im Schrottgebunde mit einer Portalmessanlage basierend auf Plastikszintillationsdetektoren erfasst zu werden. Um für die experimentellen Studien auch Konfigurationen mit niedriger Dosisleistung durchführen zu können wurden Bleiabschirmungen mit einer Wandstärke von 5 mm, 11,25 mm und 16,25 mm verwendet. Die jeweiligen effektiven Aktivitäten  $A_{\text{eff}}$  der abgeschirmten Prüfstrahler wurden über die berechneten ODL-Werte (MicroShield) in 10 cm Abstand zum Prüfstrahler skaliert. Die berechneten ODL und die daraus resultierenden effektiven Aktivitäten sind in Tabelle 4-3 angegeben.

Tabelle 4-2: Aktivitäten der Prüfstrahler

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

Tabelle 4-3: Effektive Aktivitäten  $A_{\text{eff}}$  für die verwendeten Co-60 und Cs-137 Konfigurationen bei einer Bleiabschirmung, berechnet aus der modellierten ODL (10 cm Abstand)

Abschirmung [mm]	Co-60		Cs-137	
	ODL [ $\mu\text{Sv/h}$ ]	$A_{\text{eff}}$ [MBq]	ODL [ $\mu\text{Sv/h}$ ]	$A_{\text{eff}}$ [MBq]
0,0	54,00	1,78	100,9	12,95
5,0	39,30	1,30	91,7	11,81
11,25	26,17	0,86	26,38	3,40
16,25	20,60	0,68	14,58	1,88

Um auch experimentelle Studien mit einer geringen effektiven Am-241-Aktivität durchführen zu können, wurden Aluminiumplatten unterschiedlicher Dicke als Abschirmung verwendet. Um die Abschirmwirkung dieser Konfigurationen mit der Abschirmwirkung der Wand des Schrottcontainers in Relation setzen zu können, wird im Folgenden auch die rechnerisch äquivalente Dicke einer Abschirmung aus Eisen angegeben. Diese äquivalenten Fe-Abschirmungen werden im Rahmen der Abschätzung der minimalen Detektierbarkeit für den Am-241-Prüfstrahler im Rahmen des Abschnitts 4.3.2 herangezogen. Die jeweiligen effektiven Aktivitäten sind in Tabelle 4-4 über die berechneten ODL-Werte (MicroShield) in 10 cm Abstand zum Prüfstrahler skaliert.

Tabelle 4-4: Effektive Aktivitäten  $A_{\text{eff}}$  und äquivalente Fe-Abschirmung für die Am-241-Konfigurationen mit einer Aluminiumabschirmung, berechnet aus der modellierten ODL

Abschirmung [mm]		Am-241	
Al	äquivalente Fe-Abschirmung	ODL für 0,93 MBq [ $\mu\text{Sv/h}$ ]	$A_{\text{eff}}$ [MBq]
0,0	-	0,65	0,93
0,8	-	0,46	0,73
1,6	0,01	0,38	0,65
9,6	0,07	0,18	0,39
12	0,9	0,16	0,33
16	1,2	0,12	0,26
20	1,5	0,09	0,20

Auf dem Gelände der Hofmann GmbH befinden sich zwei Portalmessanlagen der Firma Saphymo Typ RCVL-2. Diese beiden Messanlagen befinden sich jeweils im Einfahrbereich der Ein- und Ausgangswaage zum Firmengelände (siehe Abbildung 4-2), welche in räumlicher Nähe zueinander

sind. Jede der Portalmessanlagen besitzt zwei Portale, welche jeweils mit einem 25 Liter Polyvinyltoluol (PVT) Plastikszintillationsdetektoren ausgestattet sind. Die Portale haben einen Abstand von 355 cm zueinander und sind auf einer Höhe von ca. 120 cm über der Fahrbahn montiert. Zur Abschirmung der Untergrundstrahlung sind die Detektoren der Portale auf der fahrbahnabgewandten Seite mit einer 1 cm starken Bleiabschirmung verkleidet. Ein Alarm wird ausgelöst, wenn einer der beiden Detektoren eine Zählrate oberhalb der Alarmschwelle zeigt. Zusätzlich wird auch bei Überschreitung der Alarmschwelle für den sog. „Summenkanal“, d. h. die Summe der beiden Zählraten für beide Detektoren, ein Alarm ausgelöst.

Die technischen Spezifikationen der Saphymo RCVL-2 Portalmessanlagen sind in Tabelle 4-5 zusammengefasst. Diese Spezifikationen sind sehr gut vergleichbar mit den Annahmen des AP2.1.

Abbildung 4-2: Saphymo Portalmessanlagen auf dem Firmengelände der Hofmann GmbH



Tabelle 4-5: Technische Spezifikationen der Saphymo RCVL-2 Portalmessanlage

technischen Spezifikation	Saphymo RCVL-2
Detektortyp	Plastik
Material	PVT
Detektierte Strahlung	Gamma
Energereich	45 keV - 3 MeV
Messzeit	100 ms
Sigma-Schwelle zur Alarmauslösung	5 $\sigma$
Unterscheidung von Radionukliden	Nein (energiebereichspezifische Auswertung in 11 Kanälen)
Volumen eines Portaldetektors [Liter]	25
Detektorfläche je Detektor	0,5 m <sup>2</sup>
Automatische Erkennung von Fahrzeugen	ja
Geschwindigkeitsmessung	ja
Kalibrierung der Hintergrundstrahlung	automatisch
Anzahl Detektoren	2

### 4.3 ERGEBNISSE DER EXPERIMENTELLEN UNTERSUCHUNGEN

#### 4.3.1 Untergrundspektrum

Um radioaktive Quellen und Gegenstände im Schrottgebäude sicher identifizieren zu können, muss das Signal der Strahlenquelle vom Signal der Untergrundstrahlung als auch dem Detektorrauschen unterschieden werden. Um die theoretischen Berechnungen des AP2.1 [BS 17a] mit den experimentellen Untersuchungen dieses Arbeitspaketes vergleichen zu können, wurde das Untergrundspektrum wie auch seine absolute Höhe im Bereich der Portalmessanlagen genau charakterisiert.

Um die Ortsdosisleistung (ODL) an den einzelnen Detektoren der Portalmessanlagen auf dem Betriebsgelände zu bestimmen, wurden an diesen mit einem geeichten Messgerät (ThermoFisher FH 40 G-L10 mit Sonde FHZ 672 E-10) der Untergrunddosisleistung mittig vor den Detektoren gemessen. Hierbei ergaben sich die ODL-Werte gemäß Tabelle 4-6. Die gemessenen Werte stimmen gut mit der ODL der Umgebungsstrahlung von 50 nSv/h, welche im Rahmen der Simulationen des AP2.1 [BS 17A] angenommen wurde, überein.

Tabelle 4-6: An den jeweiligen Detektoren gemessene Untergrunddosisleistung

Position	Untergrunddosisleistung [nSv/h]	
	Eingangswaage	Ausgangswaage
Fahrerseitig	45,7 ± 0,5	42,4 ± 0,4
Beifahrerseitig	45,0 ± 0,5	39,5 ± 0,4

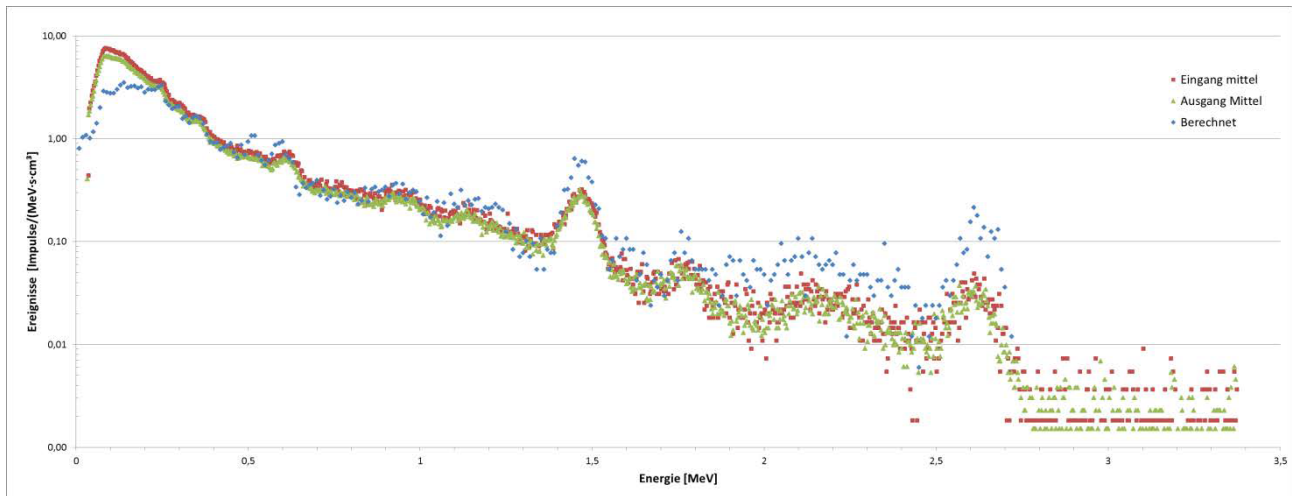
Zusätzlich zu den reinen ODL-Messungen wurde das Untergrundspektrum an den einzelnen Detektoren mittels eines NaI-Detektors (Messinstrument: InSpector-1000 mit 3" × 3" NaI Kristall der Firma Canberra) über eine Messzeit von 1.800 s aufgenommen. Es wurde aus den beiden Messungen jeder Portalmessanlage jeweils ein gemittelttes Spektrum für die Ein- und Ausgangswaage gebildet. Diese Untergrundspektren sind zusammen mit dem simulierten Untergrundspektrum des AP2.1 in Abbildung 4-3 wiedergegeben.

Aufgrund der geringen Energieauflösung des NaI-Detektors können die meisten der Linien der natürlichen Radionuklide nicht einzeln aufgelöst werden. Deutlich sichtbar sind jedoch die K-40 Linie bei ca. 1,5 MeV und eine Linie aus der Th-232 Zerfallskette bei ca. 2,6 MeV.

Hierbei zeigen sich für die gemessenen Spektren die folgenden Gemeinsamkeiten und Unterschiede zu dem simulierten Spektrum:

- Deutlich geringeres gemessenes Signal im höherenergetischen Spektrum (bis zu Faktor 3).
- Deutlich höheres gemessenes Signal im niederenergetischen Bereich (bis zu Faktor 4).
- Die Halbwertsbreiten der Gammalinien zeigen zwischen theoretischem und experimentellem Spektrum eine gute Übereinstimmung.

Abbildung 4-3: Vergleich des Untergrundspektrums der experimentellen Arbeiten mit dem aus der Simulation



Aus dem Vergleich des simulierten Untergrundspektrums mit dem vor Ort gemessenen lässt sich eine sehr gute Übereinstimmung des Spektrum-Verlaufs für mittlere Energiebereiche ablesen.

#### 4.3.2 Testmessungen mit Prüfstrahlern

Die Testmessungen wurden gemäß Kapitel 4.2 immer mit dem gleichen Fahrzeug, welches mit dem typischen Schrottgebände beladen war, durchgeführt. Für jede Position der Prüfstrahler wurden mindestens zwei unabhängige Messungen, eine an der Eingangswaage und eine an der Ausgangswaage, durchgeführt. Die Prüfstrahler wurden an verschiedenen Positionen innerhalb des typischen Schrottgebändes eingebracht. Eine Übersicht über die einzelnen Positionen für jeden Prüfstrahler mit den Ergebnissen der Messungen ist im jeweiligen Zwischenbericht dargestellt.

Wie erwartet, waren die Positionen der Co-60- und Cs-137-Prüfstrahler innerhalb der Probenrohre 1, 4 und 6 für Detektion besonders ungünstig. Der Bereich zwischen der niedrigsten detektierbaren Aktivität und der höchsten nicht detektierbaren Aktivität aller Messungen (H, V und M) dieser Probenrohre wurde zur Definition der Spanne der minimal detektierbaren Aktivität eines Prüfstrahlers herangezogen. Hierbei sind diese Bereiche wie folgt definiert:

- Höchste nicht detektierte Aktivität: Gibt den höchsten Aktivitätswert für ein Probenrohr an, bei welcher es für beide Portalmessanlagen und unter Berücksichtigung aller Positionierungen (H, V und M) zu keinem Alarm gekommen ist.
- Niedrigste detektierte Aktivität: Gibt den niedrigsten Aktivitätswert für ein Probenrohr an, bei welcher es für beide Portalmessanlagen und unter Berücksichtigung aller Positionierungen (H, V und M) zu einem Alarm gekommen ist.

Die für diesen Bereich relevanten Messungen und Aktivitäten sind in Tabelle 4-7 zusammengefasst.

Tabelle 4-7: Ermittelte Bandbreite der minimal detektierbaren Aktivität für den Co-60- und den Cs-137-Prüfstrahler

Prüfstrahler	Probenrohr	höchste nicht detektierte Aktivität [MBq]	niedrigste detektierte Aktivität [MBq]
Co-60	1	0,68	0,86
	4	0,68	1,78
	6	1,78	1,78
Cs-137	1	1,88	3,44
	4	1,88	12,95
	6	1,88	12,95

Hieraus ergibt sich für die experimentell bestimmte minimal detektierbare Aktivität eine Bandbreite von ca. 0,7 bis 2 MBq für Co-60 und von ca. 2 bis 3 MBq für Cs-137.

Die Messungen mit dem Am-241-Prüfstrahler ergaben folgende Ergebnisse:

- innerhalb des Aluminiumprobenrohres und innerhalb des Abrollcontainers (Position 1V und Innenwand): kein Alarm in einem der Kanäle der Portalmessanlage
- Positionierung des Prüfstrahlers außerhalb des Gebindes: Alarm für den Kanal der jeweiligen Seite und des Summenkanals.

Aus diesen Ergebnissen ist ersichtlich, dass die abschirmende Wirkung einer 3,5 mm starken Gebindewand aus Stahl alleine ausreichend groß ist um eine Detektion des Am-241-Strahlers zu unterdrücken. Um Informationen über die minimale detektierbare Am-241-Aktivität zu erhalten, wurden Aluminiumabschirmungen verschiedener Dicken über dem an der Außenwand des Gebindes befestigten Am-241-Prüfstrahler angebracht. Für die unterschiedlichen Abschirmdicken sind ab einer Aluminiumstärke von 20 mm erste Unterdrückungen des Anlagenalarms zu beobachten und auf die geringe Anlagensensitivität auf die 60 keV Gammalinie des Am-241-Zerfalls zurückzuführen. Gemäß Tabelle 4-4 ist für 0,93 MBq Am-241 in 10 cm Abstand bei einer Aluminiumabschirmung von 20 mm eine ODL von 0,09  $\mu\text{Sv/h}$  messbar. Um diese ODL bei einer 3,5 mm starken Eisenabschirmung zu erzeugen, wird basierend auf den MicroShield-Rechnungen, eine Am-241-Aktivität von 4,5 MBq benötigt. Diese Ergebnisse weichen von den theoretischen Berechnungen des AP2.1 der minimalen Am-241-Aktivität an der Innenwand des Gebindes ab. Diese Abweichungen könnten an unterschiedlichen Materialstärken des Detektorgehäuses des simulierten bzw. tatsächlichen Detektors liegen.

Aus dem Vergleich der Ergebnisse der experimentellen und theoretischen Studien gemäß Tabelle 4-8 zeigt sich eine gute Übereinstimmung für die Co-60- und Cs-137-Prüfstrahler.

Tabelle 4-8: Vergleich der theoretisch und experimentell ermittelten minimal detektierbaren Aktivitäten

Nuklid	Minimal detektierbare Aktivitäten [MBq]	
	Experiment	Theorie (AP2.1)
Co-60	0,7 bis 2	0,76 bis 2,06
Cs-137	2 bis 3	2,76 bis 10,27
Am-241 <sup>*)</sup>	ca. 4,5 <sup>**)</sup>	0,93

<sup>\*)</sup> Position an Innenwand des Gebäudes.

<sup>\*\*)</sup> Diese Aktivität wurde aus den experimentellen Daten extrapoliert.

Wie bereits durch die theoretischen Untersuchungen im Arbeitspunkt AP2.1 bekannt, variiert die minimal detektierbare Aktivität, aufgrund von lokalen Dichteschwankungen, deutlich mit der kleinräumigen Positionierung der Aktivität. Die experimentellen Arbeiten zeigen, dass der Stand der Technik bei Portalmonitoren auf Basis von Plastiksintillationsdetektoren geeignet ist, radioaktive Quellen und Gegenstände im Stahlschrott mit harten Gammastrahlen aufzufinden. Für Co-60 und Cs-137 liegen gemäß Tabelle 4-8 die sicher detektierbaren Aktivitäten bei ca. 2 MBq bzw. ca. 10 MBq. Unter günstigen Verhältnissen können auch deutlich kleinere Aktivitäten detektiert werden.

#### **4.4 BEWERTUNG DER FOLGEN DES EINSCHMELZENS EINER STRAHLENQUELLE**

In Rahmen von AP2.2 dieses Forschungsvorhabens wurde auch bewertet, welche strahlenschutztechnischen und wirtschaftlichen Konsequenzen das Einschmelzen von Strahlenquellen für einen Schmelzbetrieb haben kann, wenn Aktivitäten im Grenzbereich der Detektion eingeschmolzen werden.

Konservativ wird bei diesen Berechnungen von einem Einschmelzvorgang mit insgesamt 10 Mg Stahlschrott ausgegangen. Es wurde im Rahmen des Abschnitts 4.3.2 gezeigt, dass durch eine einfache Messung auf Radioaktivität mit einer typischen Portalmeßanlage an einem typischen Schrottgebäude Co-60- und Cs-137-Aktivitäten von ca. 2 MBq und 10 MBq, an der zentralen Position erfasst werden können.

Aus diesen Berechnungen zeigt sich, dass bei einem Einschmelzvorgang von insgesamt 10 Mg Stahlschrott das versehentliche Einschmelzen eines Co-60- und Cs-137-Prüfstrahlers, welche eine Aktivität von jeweils 2 MBq und 10 MBq aufweisen, je nach Nuklid unterschiedliche Konsequenzen hat. Das unbeabsichtigte Einschmelzen einer Strahlenquelle im Bereich der o. g. detektierbaren Aktivitäten stellt zwar keine Gefährdung der Gesundheit von Personen der allgemeinen Bevölkerung aber doch eine Strahlenexposition dar, die vermieden werden sollte, wenn dies mit verhältnismäßigen Maßnahmen möglich ist. Ebenso stellt der hier diskutierte Fall für die betroffenen Betriebe zwar keine existenzgefährdende Situation aber immer noch eine erhebliche finanzielle Belastung dar.

#### **4.5 VERBESSERUNG DER AUFFINDBARKEIT RADIOAKTIVER QUELLEN**

Wie in Kapitel 4.3 gezeigt, ist der Stand der Technik geeignet, radioaktive Quellen und Gegenstände mit Nukliden, die harte Gammastrahlen aussenden, im Stahlschrott aufzufinden. Für



Co-60 und Cs-137 liegen die sicher detektierbaren Aktivitäten bei ca. 2 MBq bzw. ca. 10 MBq. Unter günstigen Verhältnissen können auch deutlich kleinere Aktivitäten detektiert werden.

Wie in Kapitel 4.3 ebenfalls gezeigt, ist es bei der Detektion von Nukliden ohne harte Gammalinien, wie z. B. Am-241, nicht möglich alle radioaktiven Quellen und Gegenstände im Stahlschrott zu detektieren, die im Falle eines unbeabsichtigten Einschmelzens zu Funden gemäß § 71 Abs. 2 StrlSchV führen können. Aufgrund des Messprinzips sind hier die Optimierungsmöglichkeiten begrenzt. In Bezug auf die Optimierung wird daher auf die Diskussion alternativer Messprinzipien in AP3 verwiesen und die Diskussion im Folgenden auf die Auffindbarkeit von Co-60 und Cs-137 fokussiert.

In Rahmen dieses Forschungsvorhabens wurden mögliche technische und organisatorische Optimierungsvorschläge zur Verbesserung der Auffindbarkeit von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott basierend auf den experimentalen und theoretischen Ergebnissen des AP2.1 und AP2.2 erarbeitet. Die entsprechenden Bewertungen und Empfehlungen, die im jeweiligen Zwischenbericht ausführlich dargestellt wurden, sind im Folgenden zusammengefasst.

### **Technische Optimierungsvorschläge**

#### *a) Erhöhung der messtechnischen Abdeckung der Schrottgebände*

- Im Rahmen der theoretischen Arbeiten des AP2.1 wurde festgestellt, dass aus einem Gebinde mit realer Anisotropie, die radioaktive Strahlung der Strahlenquelle nicht homogen über die Außenflächen des Gebindes austritt, sondern dass lokal begrenzte Bereiche einen deutlich erhöhten Photonenfluss aufweisen. Eine Erhöhung der messtechnischen Abdeckung der Außenflächen erhöht daher die Wahrscheinlichkeit, den Bereich, in dem die effizienteste Detektion möglich ist, mit abzudecken und verringert damit die minimal detektierbare Aktivität.
- Im Fall einer ohnehin notwendigen Neuanschaffung einer Anlage sind die Mehrkosten für Detektoren mit einer geeigneten Abdeckung des typischen Füllstands als verhältnismäßig anzusehen. Detektoren ober- und unterhalb des Schrottgebändes sind im Allgemeinen nicht sinnvoll.
- Da der Stand der Technik bereits eine gute Auffindbarkeit gewährleistet, ist ein Austausch von Anlagen nach dem aktuellen Stand der Technik im Allgemeinen nicht notwendig.

#### *b) Positionierung der Detektoren näher am Gebinde*

- Im Fall einer Neuanschaffung einer Anlage sollten die Detektorpositionen der Anlage so nah wie möglich, insbesondere unter Berücksichtigung des Arbeitsschutzes, am Gebinde realisiert werden.
- Ein Umbau von Anlagen nach dem aktuellen Stand der Technik ist nicht notwendig.

#### *c) Verbesserungen der Messtechnik und Auswertung in Bezug auf Portalmessanlagen*

- Grundsätzlich kann durch Wahl anderer Detektormaterialien (z. B. Germanium-Halbleiterdetektor), Detektionsverfahren (z. B. Detektion von Neutronen), Bauprinzipien (z. B. segmentierte Detektoren) oder Auswerteverfahren (z. B. Optimierung der Alarmkriterien) eine verbesserte Detektion erreicht werden.
- Eine Verbesserung der aktuellen Messtechnik durch andere Detektormaterialien oder Bauprinzipien über den aktuellen Stand der Messtechnik hinaus ist zur Zeit für industrielle Anwendungen nur mit erheblichen Mehrkosten (um mindestens eine

Größenordnung) erreichbar. Diese Möglichkeiten sind daher zur Zeit nicht verhältnismäßig. Die Bewertung anderer Detektionsverfahren erfolgt in diesem Forschungsvorhaben im Rahmen des AP3.

*d) Maßnahmen zur Reduktion des Untergrundes*

- Portalmessanlagen sollten mit einer Abschirmung zur Untergrundreduktion versehen sein. Hier ist, wenn dieses technisch möglich ist, auch eine Nachrüstung bestehender Anlagen zu empfehlen.
- Ein Austausch von Untergrundmaterial bei Bestandsanlagen wird nicht als verhältnismäßig angesehen. Bei der Neuinstallation oder dem Umbau von Anlagen ist im Einzelfall zu prüfen, ob hier Maßnahmen verhältnismäßig sind.

### **Organisatorische Optimierungsvorschläge**

*a) Erhöhung der Messhäufigkeit an Ein- und Ausgangsmonitoren*

- Die Wahrscheinlichkeit der Detektion von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott steigt mit der Anzahl von Umfüll- und Messvorgängen und kann theoretisch gemäß der Ergebnisse des AP2.1, durch eine unendliche Anzahl von Umfüllungen und Messungen, auf 9 kBq für Co-60- und 18 kBq für Cs-137-Strahlenquellen gesenkt werden.
- Zur Berechnung der Detektionswahrscheinlichkeit verschiedener Quellstärken im typischen Schrottgebäude, welche eine beliebige Quellenposition bei mehreren Umfüll<sup>3</sup>- und Messvorgängen berücksichtigt, wurde eine zusätzliche Monte-Carlo-Simulation durchgeführt. Aus den Ergebnissen der Simulation wurde deutlich, dass ein oder zwei weitere Umfüllvorgänge mit anschließender Messung zu einer deutlichen Verbesserung der Detektionswahrscheinlichkeit für Co-60- und Cs-137-Strahlenquellen führt.
- In allen Betrieben, bei denen eine Umladung stattfindet, ist es grundsätzlich als verhältnismäßig anzusehen, dass sowohl der Eingang als auch der Ausgang von Schrottgebäuden überwacht wird. Aufgrund der hohen Investitionskosten für die Neuanschaffung einer Portalmessanlage ist diese Maßnahme nur für mittlere bis große Schrottplätze empfehlenswert. Ein mechanisches Wenden des angelieferten Schrottes, zum Zweck einer zeitnahen Zweitmessung kann, aufgrund der hohen Personal und Investitionskosten (z. B. Bagger mit Greifer), als nicht verhältnismäßig angesehen werden.

*b) Erhöhung der Anzahl an Messungen bei betrieblichen Abläufen, welche bereits eine Vereinzelung von Schrott beinhalten*

- Neben den bei der An- und Ablieferung von Metallschrott durchgeführten Messungen mittels Portalmonitoren kann, durch zusätzliche Messungen bei gewissen betrieblichen Abläufen, die Detektionswahrscheinlichkeit erhöht werden. Zu diesen betrieblichen Abläufen gehören Schritte bei denen eine Vereinzelung des Schrotts im Rahmen der durchgeführten Prozesse notwendig ist. Hierzu zählen die folgenden Bearbeitungseinrichtungen für Schrott:
  - Schredderanlagen (Mühlen, Kondiratoren und Zerdiratoren) und

---

<sup>3</sup> Für die Berechnung ist es unerheblich, ob es sich Umfüllvorgänge handelt, die gezielt zur Erhöhung der Detektionswahrscheinlichkeit durchgeführt werden, oder um Umfüllvorgänge, die im Rahmen der Sortierung und des Umschlags des Schrotts ohnehin erfolgen.

- Scherenanlagen
  - Bei den oben aufgeführten Prozessen kommt es zu einer mechanischen Bearbeitung des Schrottes, dies kann bei der versehentlichen Bearbeitung einer herrenlosen Strahlenquelle eine Zerstörung der Umhausung und somit eine Freisetzung von offener Radioaktivität auf dem Gelände des Schrottplatzes nicht ausgeschlossen werden.
  - Die unbeabsichtigte Bearbeitung von radioaktiven Quellen und Gegenstände im Stahlschrott kann durch eine frühzeitige Detektion bei Vereinzeln unterbunden werden. Hierdurch können die minimal detektierbaren Aktivitäten, aufgrund der lokal geringen Massenbelegung, noch deutlich weiter verringert werden.
- c) *Messungen mit optimierter Beladung der Schrottgebände*
- Hierbei sind insbesondere die folgenden charakteristischen Größen eines Schrottgebändes zu betrachten:
    - Anisotropie der Ladung,
    - Dichte der Ladung,
    - Breite des Schrottgebändes und
    - Kompaktierungsgrad des Schrottes.Die minimal detektierbare Aktivität kann verringert werden, wenn optimiert geladener Schrott gemessen wird.
  - Im Allgemeinen stellt die gezielt für die Messung optimierte Beladung von Schrottgebänden für die Betriebe einen erheblichen Mehraufwand dar, der nicht als verhältnismäßig anzusehen ist. Schritte in der Lieferkette, die für die Messung günstige Schrottgebände aufweisen, sollten jedoch bevorzugt mit Portalmonitoren überwacht werden. Dabei ist insbesondere die Sammlung von Schrotten vor der Sortierung zu nennen.
- d) *Sensibilisierung und Aufklärung der Mitarbeiter von Schrott- und Einschmelzbetrieben bezüglich der Erkennung und dem Umgang bei Fund von radioaktiven Quellen und Gegenständen*
- Hierzu sollten die Mitarbeitern von Betrieben, die durch das mögliche Auftreten von herrenloser Strahlenquellen gefährdet sind, adäquat informiert und vorbereitet werden. Dies kann im Rahmen von Informationsbroschüren oder Schulungen erfolgen.
  - Ideenfindung für Leitlinien und Informationsmaterial im Rahmen der neuen Euratom-Grundnormen werden im Rahmen des AP4 dieses Forschungsvorhabens definiert. Gemäß Artikel 92 Absatz 3 der Richtlinie 2013/59/Euratom [EU 14] sollen *„Personen, die das Vorhandensein einer herrenlosen Strahlenquelle vermuten und die normalerweise keine Handlungen ausüben, für die Strahlenschutzanforderungen gelten, unverzüglich eine spezialisierte technische Beratung und Hilfe erhalten. Deren vorrangiges Ziel ist der Strahlenschutz der Arbeitskräfte und von Einzelpersonen der Bevölkerung und die Sicherheit der Strahlenquelle“*.

#### 4.6 FAZIT

Im Rahmen des AP2.2 des Forschungsvorhabens „Experimentelle und theoretische Untersuchungen zu radio-aktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott“ wurde mittels Altschrott der Sorte 3 ein für die Schrottindustrie typisches Schrottgebände erstellt. Das erstellte Gebände zeigt bezüglich

der Parameter wie Dichte, Füllstand, Gesamtgewicht und Volumen eine sehr gute Übereinstimmung mit den innerhalb der theoretischen Berechnungen des AP2.1 zugrunde gelegten Werten, welche im Rahmen einer Umfrage ermittelt worden sind.

Unter Verwendung dieses experimentellen Gebindes wurden auf dem Firmengelände eines Schrottplatzes Messungen mittels Co-60-, Cs-137- und Am-241-Prüfstrahler an verschiedenen Positionen innerhalb des Schrottcontainers durchgeführt. Diese Messungen wurden zur Bestimmung der minimal detektierbaren Aktivität unter realen Bedingungen mittels für den deutschen Schrottmarkt typischer Portalmonitore durchgeführt. Hierbei konnten die im Rahmen der theoretischen Studien bestimmten Wertebereiche für die minimalen detektierbaren Aktivitäten der Nuklide Co-60 und Cs-137 sehr gut reproduziert werden. Die durch Extrapolation aus dem Experiment bestimmten minimal detektierbaren Aktivitäten für Am-241 liegen über den Ergebnissen der theoretischen Studie. Dies ist aufgrund der hohen Sensitivität der Ergebnisse auf kleine Abweichungen der Messgeometrie und zusätzlich vorhandene abschirmende Materialien zurückzuführen.

Abschließend wurden, u. a. auf Basis der theoretischen und experimentellen Studien, Empfehlungen zur Optimierung der Auffindbarkeit von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott abgeleitet und bewertet.

## **5. AP3: MÖGLICHKEIT UND NOTWENDIGKEIT DER DETEKTION VON NEUTRONENSTRAHLUNG UND DES EINSATZES VON STRAHLUNG ZUR AUFFINDUNG RADIOAKTIVER QUELLEN UND GEGENSTÄNDE IM SCHROTT**

### **5.1 EINFÜHRUNG**

Im Rahmen dieses AP3. wurden zunächst die verschiedenen Arten von mobilen Neutronenquellen und die passiven Detektionsmöglichkeiten für Neutronenstrahlung dargestellt.

Basierend auf dem Modell eines realistischen Schrottgebindes, das in AP2.1 definiert wurde, wurden die minimal detektierbaren Aktivitäten für unterschiedliche Neutronenquellen für ein He-3-gasgefülltes Proportionalzählrohr mittels der MCNP-Simulation bestimmt.

Abschließend wurden u. a. auf Basis der theoretischen Betrachtung in Verbindung mit einer Erhebung von Vorfällen mit herrenlosen Neutronenquellen Empfehlungen zur Optimierung der Auffindbarkeit von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott abgeleitet und bewertet.

### **5.2 ÜBERSICHT ÜBER GÄNGIGE NEUTRONENQUELLEN**

Neutronenquellen dienen zur Gewinnung freier Neutronen für Forschungs- oder technische Anwendungszwecke. Hier sind u. a. folgende Anwendungen zu nennen:

- Neutronenaktivierungsanalyse,
- aktive kernphysikalische Bohrlochmessungen,
- Prüfstrahler in Wissenschaft und Forschung,
- Messung des Wassergehaltes verschiedener Materialien sowie
- „Anfahrquellen“ für Kernreaktoren.

Eine versehentliche Entsorgung oder auch absichtliche Beseitigung einer solchen Quelle kann nicht ausgeschlossen werden. Die Anzahl an aktiv verwendeten Neutronenquellen ist aber verglichen mit der Anzahl an Gammaquellen als gering anzusehen. Dieser Sachverhalt wird auch bei den hochaktiven Quellen beobachtet, wo die Neutronenquellen im Jahr 2012  $\leq 1$  % an der Gesamtzahl der registrierten hochaktiven Quellen ausmachten [BFS 12B]. Häufig verwendete Typen von transportfähigen Neutronenquellen sind im Folgenden zusammengefasst.

- *Alpha-Beryllium-Neutronenquellen*

Das in der Neutronenquelle enthaltene Beryllium bildet mit den Alphateilchen einen angeregten Kohlenstoffkern, der unter Aussendung eines Neutrons in den Grundzustand übergeht. In solch einer Quelle befinden sich bis zu einige Gramm des Gemisches in einem dicht verschlossenen Metallgehäuse.

Der Austritt der Alphastrahlung selbst wird durch das Gehäuse verhindert, jedoch geben die Quellen neben den Neutronen abhängig von den verwendeten Nukliden und Materialien auch Gammastrahlung ab. Bei einer Am-241/Be-Neutronenquelle lässt sich die weiche 60-keV Gammastrahlung des Am-241-Zerfalls vergleichsweise einfach abschirmen.

Es ist bei einer Am-241/Be-Neutronenquelle mit ungefähr 2 Mio. n/s für jedes Ci-Quellaktivität (37·GBq) zu rechnen ([CHA 01], [IWA 15B]). Das Neutronenspektrum einer solchen Quelle ist in Abbildung 5-1 in blau dargestellt. Nach [BFS 12B] liegt die typische Aktivität einer Am-

<sup>241</sup>Be-Neutronenquelle im Bereich von einigen MBq bis in den niedrigen TBq-Bereich und die übliche Aktivität einer hochradioaktiven Am-241-Quelle bei ca. 800 GBq.

- *Spontanspaltungs-Neutronenquellen*

Nuklide, die mit einem größeren Anteil durch Spontanspaltung zerfallen, können mittels Hochflussreaktor hergestellt werden. Insbesondere relevant ist das Isotop Cf-252 mit einer Halbwertszeit von 2,65 Jahren, bei dem ca. 3 % der Zerfälle mittels Spontanspaltung stattfinden. Pro spontanem Spaltprozess werden im Mittel etwa 3 Neutronen ausgesendet. Der Neutronenfluss einer Cf-252-Quelle beträgt ca.  $2,3 \cdot 10^9$  n/s pro mg Quellmaterial [DOE 93]. In Abbildung 5-1 ist in grün das Neutronenspektrum einer Cf-252-Quelle nach [ENS 93] dargestellt. Die Aktivitäten von Cf-252-Quellen erstrecken sich vom niedrigen kBq-Bereich bis in den niedrigen TBq-Bereich. Gemäß [BFS 12B] liegt die übliche Aktivität einer hochradioaktiven Cf-252-Quelle bei ca. 400 MBq.

Neben der Detektion von Cf-252-Neutronenquellen ist auch die Detektion der Neutronenstrahlung aus dem Spontanspaltungsprozess des Pu-240-Isotopes interessant. Hierbei steht nicht der Nachweis von herrenlosen Strahlenquellen im Vordergrund, sondern die Unterbindung des gezielten, illegalen Transports von Kernbrennstoff bzw. Spaltmaterial.

- *Gamma-Beryllium-Neutronenquellen*

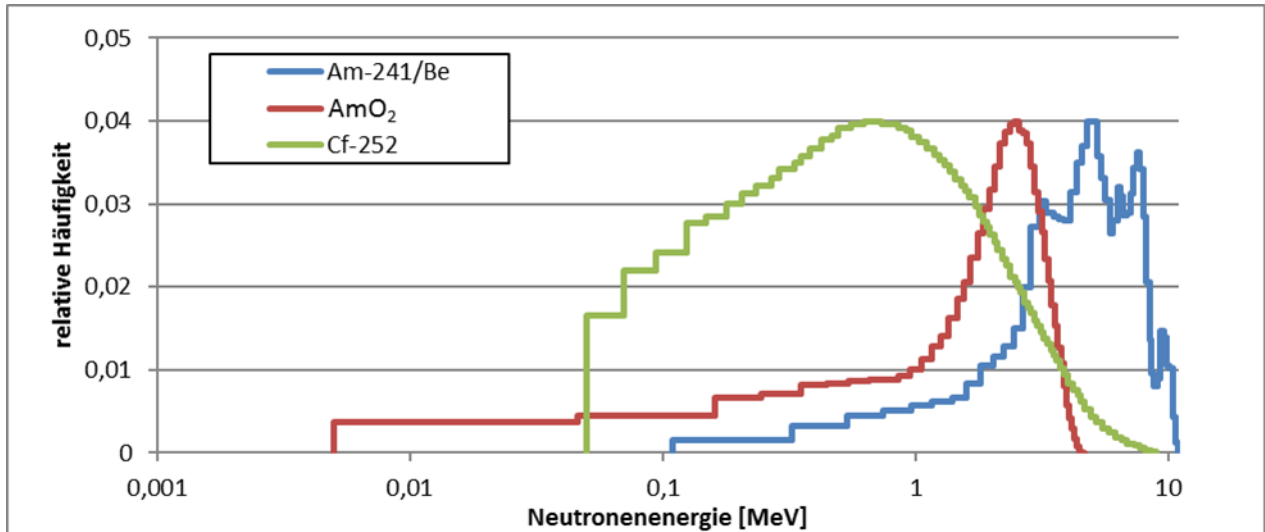
Eine Mischung aus einem Gammastrahler und einem Material, das einen großen Wirkungsquerschnitt für die ( $\gamma$ ,n)-Kernreaktion hat, stellt eine Neutronenquelle dar. Gebräuchlich ist ein Gemisch aus Antimon mit Beryllium, das in Kernreaktoren als sogenannte sekundäre Neutronenquelle eingesetzt wird. Erst im Betrieb des Reaktors entsteht aus Sb-123 durch Neutroneneinfang das  $\gamma$ -strahlende Sb-124, das über eine ( $\gamma$ ,n)-Kernreaktion von Be-9 Neutronen die Freisetzung von Neutronen indiziert.

- *Americium-Oxid als Neutronenquelle*

In reinen Am-241-Quellen liegt das Americium meistens als chemisch gebundenes Americium(IV)-oxid ( $\text{AmO}_2$ ) vor. Bei diesen Quellen kommt es aufgrund der ( $\alpha$ ,n)-Kernreaktion der 5,5 MeV Alphateilchen des Am-241-Zerfalls u. a. an den O-17 und O-18 Sauerstoffnukliden zu einer, oft unbeabsichtigten, Erzeugung von Neutronen. Verunreinigungen mit Aluminium und Fluor können über ( $\alpha$ ,n)-Kernreaktionen ebenfalls zur Neutronenproduktion beitragen [SHO 05]. Der erhaltene Neutronenfluss und das Neutronenspektrum einer solchen Quelle hängen somit sehr stark von den verwendeten Materialien, deren Anordnung und deren Reinheit ab. Es kann bei einer solchen (Neutronen) Quelle mit ungefähr 800 [SHO 05] bis 10.000 n/s [IWA 15B] für jedes Ci-Quellaktivität Am-241 gerechnet werden. Das Neutronenspektrum einer solchen Quelle ist in Abbildung 5-1 in rot dargestellt.

Die Aktivitäten von Am-241-Quellen erstrecken sich vom niedrigen kBq-Bereich für Kalibrierer bzw. Prüfstrahler sowie alten Rauchmeldern bis in den hohen TBq-Bereich für die Durchführung von Füllstands- und Dichtemessungen. Gemäß [BFS 12B] liegt die übliche Aktivität einer hochradioaktiven Am-241-Quelle bei ca. 100 GBq.

Abbildung 5-1: Neutronenspektren der betrachteten Neutronenquellen



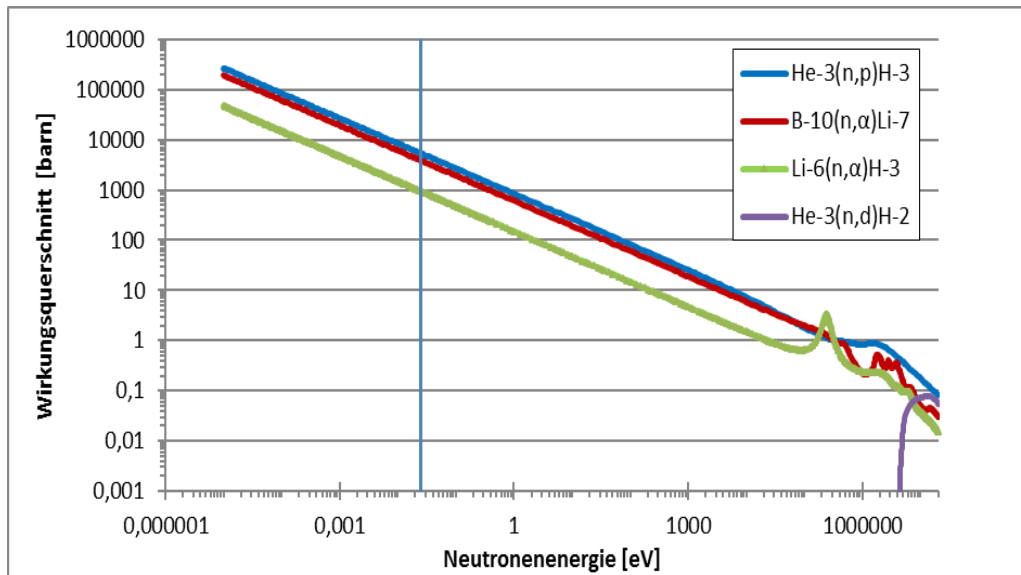
### 5.3 ÜBERSICHT ÜBER PASSIVE DETEKTIONSVERFAHREN FÜR NEUTRONENSTRAHLUNG

Die gängigsten Verfahren zum Nachweis von Neutronenstrahlung beruhen auf der Wechselwirkung der Neutronen mit Isotopen über spezifische Kernreaktionen. Reaktionsprodukte dieser Kernreaktionen erzeugen dabei im Rahmen von Sekundärreaktionen geladene Teilchen bzw. Licht, die mittels Proportionalzählrohre oder Szintillationsmaterialien detektiert werden. Zurzeit werden zur Detektion von Neutronen im thermischen Energiebereich hauptsächlich die drei präsentierten Kernreaktionen verwendet:

- He-3(n,p)H-3
- B-10(n, $\alpha$ )Li-7
- Li-6(n, $\alpha$ )H-3

In Abbildung 5-2 ist noch die Kernreaktion He-3(n,d)H-2 dargestellt, welche für Neutronen ab einer Energie von ca. 3 MeV zu einer zusätzlichen Kernreaktion des He-3-Gases mit Neutronen führen kann.

Abbildung 5-2: Wirkungsquerschnitte verschiedener Kernreaktionen in Abhängigkeit der Neutronenenergie [ENDF 11], die thermische Energie bei Raumtemperatur (25 meV) ist durch einen senkrechten Strich veranschaulicht.



Detektoren, die die o. g. Kernreaktionen verwenden, sind aufgrund der hohen Q-Werte der Kernreaktionen nur als Neutronenzähler geeignet. Die zur Detektion verwendeten Nuklide im Detektor können gasförmig oder, im Fall von Bor oder Lithium, auch als Wandschicht in Ionisationskammern oder Zählrohren bzw. als Bestandteil eines Szintillators vorhanden sein. Die verwendeten Typen von Neutronendetektoren sind im Folgenden zusammengefasst.

- *Neutronendetektion mit He-3-Gas gefülltem Proportionalzählrohr*

Im Detektorrohr werden durch die Kernreaktion  $\text{He-3}(n,p)\text{H-3}$  (und im geringem Umfang durch die Kernreaktion  $\text{He-3}(n,d)\text{H-2}$ ) ionisierende Teilchen erzeugt, die im Proportionalzählrohr detektiert werden. Die Detektionseffizienz für Neutronen hängt von dem He-3-Gasdruck, üblicherweise 2 bis 10 bar und der angelegten Hochspannung ab. In diesen Proportionalzählrohren werden häufig zusätzlich Argon als Inertgas und kleinste Mengen an  $\text{CO}_2$  als „Quenchgas“ eingesetzt. Um die Detektionswahrscheinlichkeit für schnelle Neutronen zu erhöhen kann der He-3-Detektor von einem geeigneten Moderator (z. B. Polyethylen) umgeben werden.

Im Vergleich zu der in  $\text{BF}_3$ -Gas gefüllten Proportionalzählrohren verwendeten  $\text{B-10}(n,\alpha)\text{Li-7}$  Kernreaktion, hat die  $\text{He-3}(n,p)\text{H-3}$  Kernreaktion einen größeren Wirkungsquerschnitt was zu einer höheren Detektoreffizienz führt (vergleiche Abbildung 5-2). Der im Vergleich zu anderen Kernreaktionen niedrigere Q-Wert der  $\text{He-3}(n,p)\text{H-3}$  Kernreaktion erschwert dagegen die messtechnische Diskriminierung des Gammasignals vom Neutronensignal. Als ein weiterer Nachteil ist die z. T. sehr geringe und nicht gesicherte Verfügbarkeit von He-3 auf dem Weltmarkt anzuführen, was zu hohen Anschaffungskosten führt. Dieser Mangel an He-3 ist einer der Gründe dafür, dass die Suche nach alternativen Technologien für die Neutronenerkennung vorangetrieben wurde. Ein typischer He-3-Gas-gefüllter Detektor enthält 2 bis 10 Liter He-3-Gas.



- *Neutronendetektion mit BF<sub>3</sub>-Gas gefülltem Proportionalzählrohr*  
Ein BF<sub>3</sub>-Neutronendetektor besteht aus einem Detektorrohr, das mit BF<sub>3</sub>-Gas bei einem Druck von ca. 0,5 bis 1,0 bar gefüllt ist. In diesem Detektor wird das BF<sub>3</sub>-Gas sowohl als Proportionalgas als auch, über die Kernreaktion B-10(n,α)Li-7, als Detektionsmaterial verwendet. Unter verschiedenen Arten von borhaltigen Gasen hat BF<sub>3</sub> einen hohen Massenanteil an Bor und seine Gasvervielfachungsfähigkeit ist ebenfalls gut. Die intrinsische Effizienz eines 30 cm breiten Detektors mit 1 bar BF<sub>3</sub> (mit 96 % angereichertem B-10) beträgt im Bereich der thermischen Neutronenenergie (25 meV) ca. 90 %. Um schnelle Neutronen detektieren zu können, kann die BF<sub>3</sub>-Röhre von einem geeigneten Moderator umgeben werden. Die Dicke des Moderators (z. B. Polyethylen) kann im Bereich von 2,5 bis 15 cm liegen, abhängig von dem Neutronenenergiespektrum und anderen Einschränkungen.
- *Neutronendetektion mit B-10 beschichtetem Proportionalzählrohr*  
Um die Kernreaktion B-10(n,α)Li-7 als Nachweismechanismus für Neutronen auszunutzen und die Verwendung des toxischen BF<sub>3</sub>-Gases zu umgehen, ist man dazu übergegangen, innenwandseitig mit B-10 beschichtete Proportionalzählrohre zu entwickeln. Die Neutronen reagieren mit der B-10-beschichteten Innenwand des Detektors statt mit dem Gasvolumen des Detektors. Der Betrieb dieser beschichteten B-10-Detektoren ist trotzdem sehr ähnlich zu den Proportionalzählrohren der bereits bestehenden BF<sub>3</sub>- und He-3-Technologien.
- *Neutronendetektion mit Festkörperdetektoren*  
Gegenwärtig werden Alternativen zu He-3- und BF<sub>3</sub>-Gas gefüllten Proportionalzählrohren entwickelt, zwei Varianten dieser Bauart sind B-10- und Li-6-Konverter.  
Ein Szintillator mit einer höheren Lichtausbeute [ENG 11] basiert auf einer Mischung von angereichertem Li-6F oder B-10 mit ZnS als Szintillatormaterial. Bei einer solchen Kombination geben die bei der Absorption des Neutrons durch Li-6 oder B-10 erzeugten Sekundärteilchen ihre Energie im Szintillatormaterial ZnS ab und führen dort zu angeregten Zuständen, die eine Lichtemission hervorrufen. Hierbei hat Li-6 den Vorteil, dass die Reichweite der Ionen, die bei einer Li-6(n,α)H-3 Kernreaktion freiwerden, zehnmal höher ist als die Reichweite von Alphateilchen einer B-10(n,α)Li-7 Kernreaktion. Der Nachteil von Li-6 ist, dass der Absorptionsquerschnitt nur ein Viertel von B-10 ist. Dennoch hat sich die Verwendung von Li-6 als Absorbermaterial als vorteilhaft erwiesen.  
Solch ein Detektor ist aus aufeinanderfolgenden Schichten des Einfang-/Szintillationsschirmes und des Glasfaserbandes aufgebaut. Detektorsysteme basierend auf der Li-6F/ZnS(Ag)-Technologie sind seit neustem verfügbar.

## **5.4 THEORETISCHE BETRACHTUNG ZUR PASSIVEN DETEKTION VON NEUTRONENQUELLEN**

### **5.4.1 Übersicht**

Im Rahmen des AP2.1 wurden u. a. auf Basis von MCNP-Simulationen für die Gammastrahlung einer Am-241-Strahlenquelle versucht, die minimal detektierbaren Aktivitäten an verschiedenen Positionen innerhalb des typischen Schrottgebindes zu ermitteln. Bei diesen Simulationen konnten aufgrund der sehr starken Abschirmung der Am-241- Gammastrahlung durch das Schrottgebilde für mittige Quellpositionen keine minimal detektierbaren Aktivitäten ermittelt werden. Daher sollen in diesem Abschnitt die minimal detektierbaren Aktivitäten von Neutronenstrahlen (u. a. auch für Americium-Oxid) an unterschiedlichen Positionen innerhalb des typischen Schrottgebindes

untersucht werden. Diese Berechnungen erfolgen unter Simulation eines He-3-Gas gefüllten Proportionalzählrohrs. Für die anderen passiven Detektionsverfahren welche in Kapitel 5.3 präsentiert worden sind, werden in Abschnitt 5.4.5 Vergleiche, beruhend auf den Ergebnissen des mit He-3-Gas gefüllten Proportionalzählrohrs, durchgeführt.

#### **5.4.2 MCNP-Modell eines typischen Gebindes der Schrottindustrie für Neutronen**

Die Berechnung des energieabhängigen Neutronenflusses im Bereich der Detektorzellen erfolgt analog zu den theoretischen Ergebnissen des AP2.1 über das geometrisch gleiche MCNP-Modell bestehend aus 2163 Metallwinkeln (siehe Abbildung 3-3). Die Zwischenräume des Modells werden durch entsprechende Zellen beschrieben. Diesen wird später trockene Luft oder Wasserdampf als Material zugewiesen. Bei dem Modell des Detektionssystems 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 Mittelungsflächen (50 cm × 50 cm × 5 cm) eingefügt. Diese Mittelungsflächen werden in den späteren MCNP-Simulationen als Detektorzellen zur Messung des Neutronenflusses verwendet.

#### **5.4.3 Effizienzkalibrierung eines He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohrs mit MCNP**

Um eine Aussage über die Detektierbarkeit von Neutronenquellen zu bekommen, sind in Tabelle 5-1 die technischen Spezifikationen eines exemplarischen He-3-Proportionalzählrohrs wiedergegeben. Hierbei wurden die Detektorspezifikationen an einen kommerziell erhältlichen Portalmonitor angelehnt [SAIC 04], welcher auch in den USA für die Überwachung der Außengrenzen eingesetzt wird. Um aus dem energieaufgelösten Neutronenfluss ein Detektorsignal zu erhalten, wurde mittels MCNP-Simulationen eine Effizienzkalibrierung  $\varepsilon_n(E_i)$  durchgeführt.

Im Rahmen der Effizienzkalibrierung mittels MCNP-Simulationen kann die Anzahl an Kernreaktionen im He-3-Gas des Proportionalzählrohrs als direkt messbare Impulse herangezogen werden. Hierbei sind im He-3-Gas die Kernreaktionen He-3(n,p)H-3 und He-3(n,d)H-2 zu berücksichtigen. Zur Berechnung der Detektoreffizienz wurde innerhalb der Simulation auf die Wirkungsquerschnitte nach [ENDF 11] zugegriffen (Abbildung 5-2). Die Neutronen wurden von einer Flächenquelle (20 cm × 200 cm) emittiert und kommen seitlich am Detektor an. Es wurden je untersuchtem Energiebereich die Trajektorien von 10 Mio. Neutronen verfolgt und es wurde zudem davon ausgegangen, dass jede Kernreaktion im He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohr einen durch die Elektronik messbaren Impuls auslöst. Aus diesen Simulationen ergibt sich die Effizienzkalibrierung des Proportionalzählrohrs in Abbildung 5-3. Um den Einfluss der Wandstärke des Polyethylenmoderators auf die Effizienzkalibrierung  $\varepsilon_n(E_i)$  abzuschätzen, wurden die Simulationen für verschieden Moderatorstärken durchgeführt.

Tabelle 5-1: Technische Spezifikationen des im Rahmen der Simulationen verwendeten He-3-Proportionalzählrohrs

	Wert
Länge	172,72 cm (68“)
Durchmesser	5,08 cm (2“)
Effektive Detektorfläche	877,4 cm <sup>2</sup>
Gasdruck bei 20°C	3 atm
Menge He-3-Gas	10,5 Liter
He-3-Dichte	$3,76 \cdot 10^{-4}$ g/cm <sup>3</sup>
Wandstärke	1 mm
Wandmaterial	Edelstahl
Moderator	5 cm Polyethylen

Um für ein He-3-gasgefülltes Proportionalzählrohr die Hintergrundzählrate durch den natürlichen Neutronenhintergrund abzuschätzen, wurde das MCNP-Modell des Detektors mit 5 cm Moderator Polyethylen dem Spektrum der kosmogenen Neutronenhintergrundstrahlung ausgesetzt. Hierzu wurde in der MCNP-Simulation eine Flächenquelle (200 cm × 200 cm) über dem Detektor positioniert und Neutronen gemäß dem Spektrum in Abbildung 5-4 wurden in negativer z-Richtung emittiert. Aus dieser MCNP-Simulation ergab sich eine Hintergrundzählrate von  $0,6850 \pm 0,0008$  ips. Für die nachfolgenden theoretischen Berechnungen wurde daher angenommen, dass Neutronenquellen ab einer Nettozählrate von  $> 1$  ips sicher nachgewiesen werden.

Abbildung 5-3: Aus der Effizienzkalibrierung  $\varepsilon_n(E_i)$  des mit He-3-Gas gefüllten Proportionalzählrohrs erhaltene Detektorzählraten pro Einheitsfluss für unterschiedliche Moderatorstärken an Polyethylen

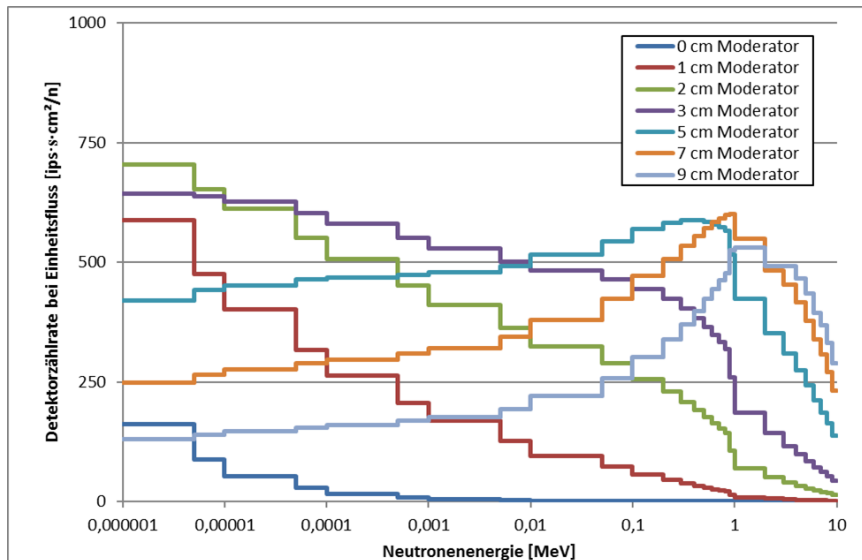
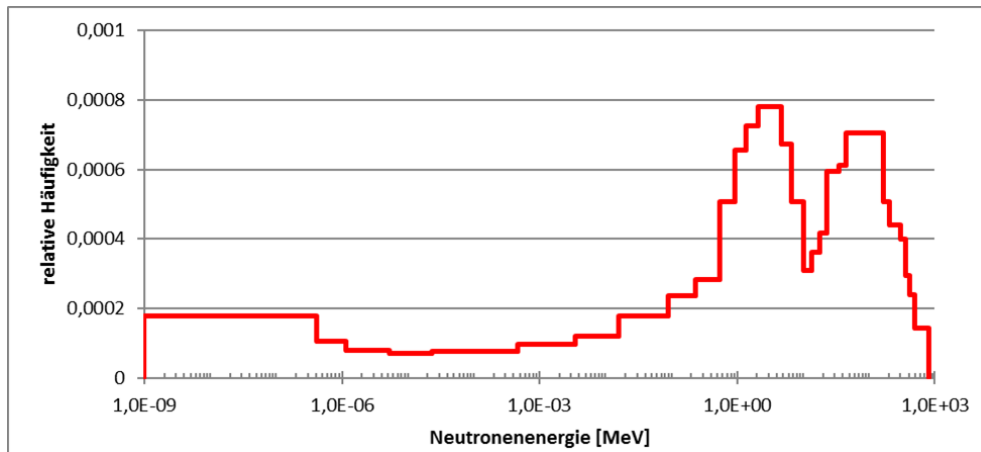


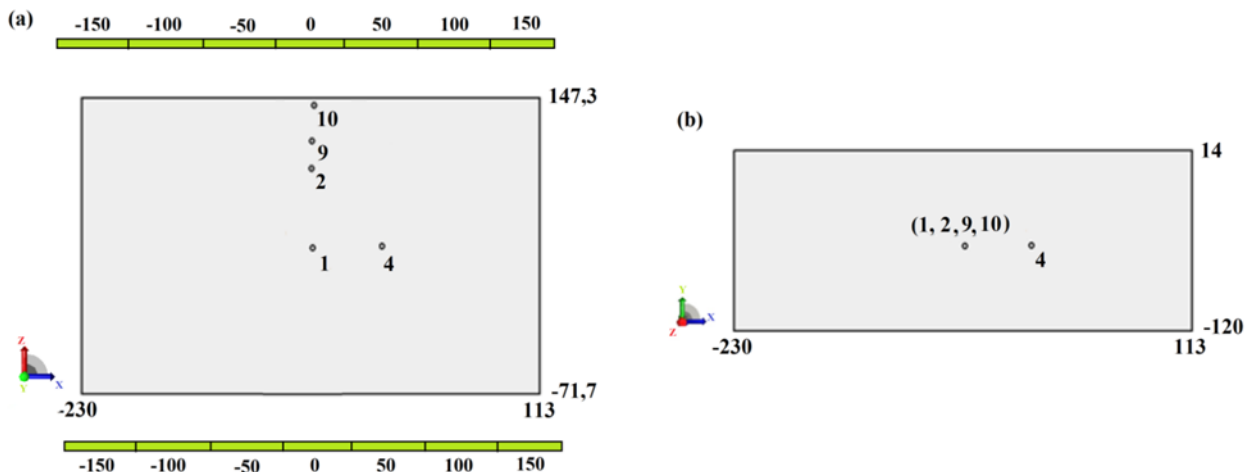
Abbildung 5-4: Spektrum des kosmogenen Neutronenuntergrundes auf Meeresspiegelniveau nach [NAK 05] (gemessen am 06.09.2002)



#### 5.4.4 Minimal detektierbare Aktivitäten für ein He-3-gasgefülltes Proportionalzählrohr

Alle präsentierten Ergebnisse wurden mittels Simulation von jeweils 30 Mio. Neutronen für die drei Spektren in Abbildung 5-1 berechnet. Der Neutronenfluss an den verschiedenen Detektorpositionen der Detektorreihen 1 bis 6 wurde für Quellepositionen 1,2,4,9 und 10 gemäß Tabelle 3-4 innerhalb des Schrottgebindes bestimmt.

Abbildung 5-5: Übersicht über die gewählten Quellpositionen innerhalb des Gebindes. (a) Ansicht von oben, (b) seitliche Ansicht. Die seitlichen Detektorreihen sind in grün dargestellt



Um das Detektorsignal eines Energiebins zu berechnen, wurde das Detektorsignal bei Einheitsfluss aus der Effizienzkalibrierung  $\varepsilon_n(E_i)$  binweise mit dem Neutronenfluss pro Einheitsaktivität  $\varphi_n(E_i)$  der Simulationen multipliziert.

$$I = A \cdot \eta \sum_i \varepsilon_n(E_i) \cdot \varphi_n(E_i)$$

Das gemessene Detektorsignal  $I$  pro Einheitsquellstärke der Neutronenquelle (ips·s/n) ergibt sich aus der Summation der einzelnen Binbeiträge zum Detektorsignal. Der Faktor  $\eta$  gibt die Neutronenquellstärke pro Quellaktivität gemäß Tabelle 5-2 an, und  $A$  ist die Quellaktivität. Zur Berechnung der minimal detektierbaren Aktivitäten  $A_{min}$  wurde angenommen, dass am Neutronendetektor eine Zählrate von 1 ips über dem Neutronenuntergrund gemessen wurde.

In Tabelle 5-3 sind die im Rahmen der Simulationen ermittelten minimalen detektierbaren Aktivitäten abhängig von Quellposition und Quellentyp zusammengefasst. Die deutlich bessere Detektierbarkeit einer Cf-252-Neutronenquelle im Vergleich zu den Am-241/Be- und AmO<sub>2</sub>-Neutronenquellen ist ausschließlich auf die Neutronenquellstärke pro Quellaktivität zurückzuführen.

Der geringe Einfluss der Gebindeanisotropie wird ebenfalls aus den Ergebnissen aus Tabelle 5-3 deutlich, wo die minimale detektierbare Aktivität zwischen den verschiedenen zentralen Positionen 1 und 4 nur um einige Prozent voneinander abweichen. Dieses Verhalten ist von Ergebnissen des AP2 für Gammastrahler, die starke anisotropische Effekte zeigen, sehr unterschiedlich. Dieser Unterschied ist auf die unterschiedliche Art der Strahlungsausbreitung und Wechselwirkung mit Materie für Neutronen zurückzuführen:

- Neutronen werden in Eisenmetallen weniger stark als Gammastrahlen absorbiert und
- Neutronen können über Stöße insbesondere mit Atomkernen ihre Bewegungsrichtung ändern, was ihnen ermöglicht, Hindernisse zu „umfließen“.

Tabelle 5-2: Im Rahmen der Simulationen verwendete Neutronenquellen

Quelle	Quellstärke/Aktivität
Am-241/Be	2 Mio. n/s/Ci
AmO <sub>2</sub>	10.000 n/s/Ci
Cf-252	0,09 n/s/Bq

Tabelle 5-3: Die im Rahmen der Simulationen ermittelten minimal detektierbaren Aktivitäten abhängig von Quellposition, Strahlungsart und Typ der Neutronenquelle

Position	Detektion über Neutronenstrahlung			Detektion über Gammastrahlung [BS 17A]
	Am-241/Be [MBq]	AmO <sub>2</sub> [MBq]	Cf-252 [kBq]	Am-241 [MBq]
1	10,39 ± 0,02	1.874,0 ± 1,0	5,50 ± 0,01	7,6E+06 <sup>*)</sup>
2	4,39 ± 0,01	767,6 ± 0,4	2,19 ± 0,01	nicht berechnet
4	9,88 ± 0,02	nicht berechnet	5,13 ± 0,01	nicht berechnet
9	1,34 ± 0,00	267,8 ± 0,2	0,732 ± 0,002	7.200 ± 200
10	1,391 ± 0,001	386,5 ± 0,3	0,530 ± 0,001	0,91 ± 0,04

Aufgrund der deutlich besseren Detektierbarkeit von Am-241/Be- und AmO<sub>2</sub>-Quellen über die Neutronenstrahlung, verglichen mit deren Detektion über die Gammastrahlung, ist die begleitende Detektion von Neutronenstrahlung zum Auffinden von radioaktiven Quellen im Stahlschrott als empfehlenswert anzusehen.

#### 5.4.5 Vergleich mit anderen passiven Detektionsverfahren

In Tabelle 5-4 sind Vor- und Nachteile der unterschiedlichen Detektortechnologien zur Erfassung von Neutronenstrahlung zusammengefasst.

Gemäß [SIM 11] sind von den derzeit verfügbaren Neutronendetektoren die B-10-beschichteten Detektoren, Li-6F/ZnS(Ag)-Detektoren und Li-6-Szintillationsglasfasern aufgrund ihrer Detektionsfähigkeiten in vielen Anwendungen als Ersatz für He-3-Detektoren anzusehen. Das BF<sub>3</sub>-gasgefüllte Proportionalzählrohr kann dagegen aufgrund seiner Giftigkeit kein kommerzieller Ersatz der bestehenden He-3-Technologie sein. Insgesamt ist zudem noch zu erwähnen, dass die Ersatztechnologien für He-3-gasgefüllte Proportionalzählrohre noch sehr teuer sind oder sich wie die Li-6-Szintillationsglasfasern noch in der Entwicklung befinden.

Tabelle 5-4: Vor- und Nachteile der unterschiedlichen passiven Detektionsverfahren nach [IWA 15A] und [SIM 11]

Detektor	Vorteile	Nachteile
He-3 Gasdetektor	<ul style="list-style-type: none"> <li>- sehr hohe Neutroneneffizienz</li> <li>- bewährte Technik</li> <li>- geringe Gammassensitivität</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- He-3 nicht mehr auf den Weltmarkt verfügbar, daher sehr hohe Preise (ca. \$27.000/Detektorröhre)</li> <li>- nicht sicher verfügbar</li> </ul>
BF <sub>3</sub> Gasdetektor	<ul style="list-style-type: none"> <li>- günstig (~\$1.000/Detektor)</li> <li>- bewährte Technik</li> <li>- einfacher Ersatz für He-3-Gasdetektoren</li> <li>- geringe Gammassensitivität</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- geringere Neutroneneffizienz</li> <li>- sehr giftig und stark ätzend</li> <li>- Degeneration über lange Zeiten</li> </ul>
B-10 beschichtete Detektoren	<ul style="list-style-type: none"> <li>- nicht giftig</li> <li>- einfacher Ersatz für He-3-Gasdetektoren</li> <li>- kann auf sehr niedrige Gammaempfindlichkeit eingestellt werden</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- geringe Neutroneneffizienz</li> <li>- teuer (\$10.000 – \$20.000 pro Detektorpanel)</li> </ul>
Li-6 Szintillationsglasfasern	<ul style="list-style-type: none"> <li>- hohe Neutroneneffizienz</li> <li>- gleichzeitige Neutronen- / Gammadetektion</li> <li>- skalierbar auf große Flächen</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- hohe Gammaempfindlichkeit</li> <li>- teuer für großflächige Anwendungen</li> </ul>
Li-6F/ZnS(Ag) mit wellenlängenschiebendem Lichtwellenleiter	<ul style="list-style-type: none"> <li>- hohe Neutroneneffizienz</li> <li>- kann Neutronen- und Gammaereignisse durch Software unterscheiden</li> <li>- Materialien können für unterschiedliche relative Gamma- und Neutronenempfindlichkeiten gewählt werden</li> <li>- gleichzeitige Neutronen- / GammaMessung</li> <li>- große Detektoroberflächen möglich</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>- Die Neutronen-Gammastrahlen-Signalunterscheidung begrenzt die Anwendung in sehr hohen Gammastrahlenfeldern (nicht relevant für Detektion von radioaktiven Quellen und Gegenständen in Stahlschrott).</li> </ul>

## **5.5 EINSATZ VON IONISIERENDER STRAHLUNG ZUM AUFFINDEN EINER STRAHLENQUELLE**

In Rahmen von AP3 dieses Forschungsvorhabens wurde weiterhin bewertet, inwiefern durch den aktiven Einsatz von ionisierender Strahlung das Auffinden einer Strahlenquelle im Stahlschrott erleichtert werden kann. Hierbei wurden folgende Methoden erwogen:

- *„Nuclear Car Wash“*  
Bei dieser Methodik wird das Messgut mit Neutronen bestrahlt, um in möglicherweise vorhandenem spaltbarem Material Kernspaltungsprozesse herbeizuführen. Die freiwerdende Gamma- und Neutronenstrahlung kann hierbei mittels Detektoren nachgewiesen werden.
- *Untersuchung mittels Gamma- und Röntgenstrahlung*  
Die Durchleuchtung von Containern mittels Röntgen- bzw. Gammastrahlung hat sich als ein relativ schnelles Verfahren zur Prüfung des Containerinhalts bewährt. Hierbei liegt der Fokus der Untersuchung auf der Aufspürung von falsch deklarerter Ware (Schmuggel).

Es wurde gezeigt, dass durch die Verfahren des „Nuclear Car Wash“ und durch die Durchleuchtung von Containern mittels Röntgen- bzw. Gammastrahlung aktuell keine Verbesserung der Auffindbarkeit von herrenlosen Strahlenquellen an großen Schrottplätzen, Schmelzbetrieben und Stahlwerken zu erwarten ist, welche den Mehraufwand, den diese Verfahren erzeugen, rechtfertigen würde. Gemäß dem aktuellen Stand der Technik wird daher der Einsatz dieser Verfahren an solchen Standorten nicht empfohlen.

## **5.6 ERMITTELTE FUNDE VON NEUTRONENSTRAHLEN UND MAßNAHMEN ZUR VERBESSERTEN ERKENNUNG**

Im Rahmen des Arbeitspaketes AP3 wurden schließlich auch nationale und internationale Zwischenfälle mit Neutronenquellen gesammelt, dokumentiert und bewertet, bei denen Neutronenquellen in der Schrott- und Stahlwirtschaft und beim Transfer von Cargo-Containern eine Rolle gespielt haben. Auf Basis dieser Information sollen die Relevanz und das Gefährdungspotential, welches von herrenlosen Neutronenquellen im Stahlschrott ausgeht, bewertet werden.

Tabelle 5-5: Im Rahmen dieser Arbeit ermittelte Funde von Neutronenquellen

Land	Fund	Detektion über	Quelle
Deutschland	Fund einer Neutronenquelle im Schrott (Am-241/Be, max. 4 GBq) bei einem Stahlwerk am 08.03.2012	nicht bekannt	BIS-Bericht
	Fund einer Neutronen-Tiefensonde (Am-241/Be, 3 GBq) beim Deutschen Wetterdienst am 11.08.2004	nicht bekannt	
Schweden	Fund einer 2,2 TBq Am-241/Be-Quelle mittels eines Portalmonitors auf einem Schrottplatz	nicht bekannt	Umfrage
	Fund einer 3,7 TBq Am-241/Be-Quelle mittels eines Portalmonitors auf einem Schrottplatz	nicht bekannt	
	Fund einer Am-241/Be-Quelle unbekannter Aktivität mittels eines Portalmonitors auf einem Schrottplatz	nicht bekannt	
England	Fund einer 1,85 GBq Am-241/Be-Quelle Neutronenquelle eines Feuchtigkeitsdetektors mittels eines Portalmonitors auf einem Schrottplatz. Messgeräte (RSI300/6000 und Exploranium AT-9006/6000)	gemäß Angaben mit Gammastrahlung	
Niederlande	Fund einer 4,3 MBq Am-241/Be-Quelle mittels eines Portalmonitors auf einem Hafengelände im Jahr 2009	Neutronen	
	Fund einer 3 GBq Pu-241-Quelle mittels eines Handmessgerätes auf einem Hafengelände im Jahr 2009	nicht bekannt	
	Fund einer 4,3 GBq Am-241/Be-Quelle mittels eines Portalmonitors auf einem Schrottplatz im Jahr 2010	Neutronen	
	Detektion einer 9,9 MBq Am-241/Be-Quelle mittels eines Portalmonitors auf einem Schrottplatz im Jahr 2011	Neutronen	
	Detektion einer 185 MBq oder 1,85 GBq (genaue Aktivität nicht ermittelt) Am-241/Be-Quelle mittels eines Portalmonitors auf einem Schrottplatz im Jahr 2014	nicht bekannt	
	vermutlich Fund einer Am-241(Be?)-Quelle mittels eines Portalmonitors auf einem Schrottplatz im Jahr 2016. Die Untersuchungen zu diesem Vorfall liefen zum Zeitpunkt der Umfrage noch.	Neutronen	

Gemäß der identifizierten Funde in Tabelle 5-5 sind fast ausschließlich Am-241/Be-Neutronenquellen im niedrigen MBq-Aktivitätsbereich bis einstelligen TBq-Aktivitätsbereich als herrenlosen Neutronenquellen aufgefunden worden. Eine Detektion dieser Neutronenquellen wäre, bis auf einen Fall auch unabhängig von ihrer Positionierung, mit einer passiven Neutronendetektion möglich gewesen. Mithilfe eines Detektionsverfahrens basierend auf Gammastrahlung wäre die Detektion der identifizierten Funde in Tabelle 5-5 nur im wandnahen Bereich möglich gewesen und dieses auch nur unter der unrealistischen Annahme einer fehlenden Abschirmung für die Gammastrahlung.

Aufgrund der deutlich besseren Detektierbarkeit von Cf-252-Neutronenquellen (sowohl über Neutronen als über Gammastrahlen) und dem Umstand, dass im Rahmen der Umfrage kein Vorfall mit solch einer Neutronenquelle gemeldet wurde, kann hier von deutlich niedrigeren Fallzahlen ausgegangen werden.

Für die Detektion von AmO<sub>2</sub> kann keine Aussage getroffen werden, da nicht ersichtlich ist, ob die fehlende Nennung solcher Quellen in Tabelle 5-5 daran liegt, dass diese Funde von den jeweiligen Ländern nicht als eine Neutronenquelle erfasst worden sind.

Im Rahmen der Umfrage zum API konnte zudem kein installiertes Messsystem zur Erfassung von Neutronenstrahlung an Schrottplätzen und Schmelzbetrieben identifiziert werden. Daraus lässt sich



schließen, dass im Bereich der Bundesrepublik nicht, oder nur sehr vereinzelt, nach herrenlosen Neutronenquellen gesucht wird.

Da in Deutschland noch keine oder sehr wenige praktische Erfahrungen in der Detektion von herrenlosen Neutronenquellen im Stahlschrott vorliegen, kann im Rahmen dieses Forschungsvorhabens nur bewertet werden ob und in welchem Umfang Anlagen zur Detektion von Neutronenstrahlung sinnvoll eingesetzt werden können.

Es ist grundsätzlich sinnvoll, dass Betriebe, bei denen der Schrott mechanisch bzw. thermisch bearbeitet oder aufgeschmolzen wird, bei der Anlieferung von Schrott, Messungen auch auf Neutronenstrahlung hin durchgeführt werden. Des Weiteren ist es grundsätzlich sinnvoll bei der Schrottanlieferung per Bahn oder Schiff auch diese Schrottströme mittels geeigneter Technik auf Neutronen zu überwachen.

Die zusätzlichen Kosten für die Neutronendetektion können mit der Größenordnung einer Standard Portalmessanlage abgeschätzt werden (einige 10 k€) und sind daher, aufgrund des geringen Auftretens von herrenlosen Neutronenquellen im Vergleich zu den Gammaquellen, als relativ hoch anzusehen. Daher sollte die Überwachung auf Neutronen primär bei großen Schmelzbetrieben und Schrottplätzen mit automatisierten Behandlungseinrichtungen für Schrott eingeführt werden.

Für kleinere Betriebe der Schrottindustrie ist aufgrund der damit verbundenen hohen Kosten die Anschaffung von Neutronendetektoren im Vergleich zum damit verbundenen Nutzen als nicht verhältnismäßig anzusehen. Bei diesen Betrieben sollte aber eine Sensibilisierung und Aufklärung der Mitarbeiter für ein mögliches Auftreten solcher Neutronenquellen durchgeführt werden.

## **5.7 FAZIT**

Das Modell einer physikalischen Schrottschüttung, welches bereits bei den theoretischen Betrachtungen zur Auffindbarkeit von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott basierend auf Gammastrahlung verwendet wurde, bildet auch die Basis für die theoretischen Betrachtungen zur Auffindbarkeit von herrenlosen Neutronenquellen im Stahlschrott dieses Arbeitspaketes.

Basierend auf dem MCNP-Modell eines mit He-3-Gas gefüllten Detektors wurden für Am-241/Be und Cf-252-Neutronenquellen die minimal detektierbaren Aktivitäten bei verschiedenen Quellpositionen bestimmt. Des Weiteren wurde AmO<sub>2</sub>, welches primär als Alpha- und schwacher Gammastrahler eingesetzt wird, als mögliche Neutronenquelle betrachtet. Bei den Simulationen wurde für eine Quellposition zentral im Schrottgebäude die minimal detektierbare Aktivitäten von 10,39 MBq für eine Am-241/Be-, 5,5 kBq für eine Cf-252- sowie 1.874 MBq für eine AmO<sub>2</sub>-Neutronenquelle ermittelt (Position 1 in Tabelle 3-4 ). Für eine wandnahe Quellposition wurde eine minimal detektierbare Aktivität von 1,34 MBq für eine Am-241/Be-, 0,732 kBq für Cf-252- und 386,5 MBq für eine AmO<sub>2</sub>-Neutronenquelle ermittelt (Position 9 in Tabelle 3-4).

Weiterhin wurden u. a. auf Basis der theoretischen Betrachtung in Verbindung mit einer Erhebung zu Vorfällen mit herrenlosen Neutronenquellen Maßnahmen zur Optimierung der Auffindbarkeit von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott empfohlen.

Der Einsatz ionisierender Strahlung (Neutronenstrahlung, Gamma-/Röntgenstrahlung) zur Detektion von Strahlenquellen in Schrott ist entsprechend den Ergebnissen verschiedener externer Studien nicht sinnvoll.

## **6. AP4: IDEENFINDUNG FÜR LEITLINIEN UND INFORMATIONSMATERIAL IM RAHMEN DER NEUEN EURATOM-GRUNDNORMEN**

Aufbauend auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik sowie auf den Ergebnissen der AP1, AP2 und AP3 wurde im Zwischenbericht zum AP4 Material zusammengestellt, das als Grundlage für die Erstellung von Informationsmaterial wie Broschüren und Aushänge für Betriebe (beispielsweise Metallrecycling- und Produktionsstätten) dienen kann, wie es in Artikel 92 der Richtlinie 2013/59/EURATOM gefordert wird.

Gemäß Artikel 92 Absatz 1 der Richtlinie 2013/59/EURATOM [EU 14] sollen „*Vorkehrungen getroffen werden für*

*a) die Sensibilisierung für das etwaige Vorkommen herrenloser Strahlenquellen und damit verbundene Gefahren; und*

*b) die Herausgabe von Leitlinien für Personen, die eine herrenlose Quelle vermuten oder Kenntnis von einer herrenlosen Strahlenquelle haben, über die Unterrichtung der zuständigen Behörde und die zu ergreifenden Maßnahmen.“*

Weiterhin soll gemäß Artikel 92 Absatz 3 der Richtlinie 2013/59/EURATOM sichergestellt werden, „*dass Personen, die das Vorhandensein einer herrenlosen Strahlenquelle vermuten und die normalerweise keine Handlungen ausüben, für die Strahlenschutzanforderungen gelten, unverzüglich eine spezialisierte technische Beratung und Hilfe erhalten. Deren vorrangiges Ziel ist der Strahlenschutz der Arbeitskräfte und von Einzelpersonen der Bevölkerung und die Sicherheit der Strahlenquelle.“*

Im Zwischenbericht wird umfassendes Informationsmaterial bereitgestellt, das eine Einführung in die Grundsätze des praktischen Strahlenschutzes, insbesondere angepasst an die Bedürfnisse von Metallrecycling- und Produktionsstätten enthält und eine Anleitung zu Präventions- und Notfallmaßnahmen bei der Entdeckung von herrenlosen Strahlenquellen beinhaltet. Die hierbei vorgeschlagenen Vorgehensweisen bei „Verdacht auf“ oder bei „Fund von“ herrenlosen Strahlenquellen im Metallschrott des freien Rohstoffhandels basieren auf den Strahlenschutz-Grundsätzen der Richtlinie 2013/59/EURATOM [EU 14] sowie den allgemeinen Anforderungen der deutschen Strahlenschutzverordnung [SSV 17]. Metallschrott aus kerntechnischen Anlagen und dem weiteren genehmigten Umgang mit radioaktiven Stoffen wird gemäß Auftrag bei den in diesen Bericht enthaltenen Empfehlungen für die Inhalte von Leitlinien nicht betrachtet.

Bei dem Informationsmaterial wird zwischen den folgenden drei verschiedenen Personengruppen unterschieden:

- Personengruppe 1 (P1): Mitarbeiter/Personen ohne Strahlenschutz hintergrund: Personen, die normalerweise keine Handlungen ausüben, für die Strahlenschutzanforderungen gelten, d. h. Nichtfachleute.
- Personengruppe 1a (P1a): Firmenleitung, sofern nicht zu Personengruppe 2 gehörig: Personen, die rechtliche Verantwortung für den Betrieb und Weisungsbefugnisse über die Mitarbeiter, z. B. eines Schrott- oder Einschmelzbetriebes haben. Von Personengruppe 1a kann erfahrungsgemäß nicht per se erwartet werden, sich eingehend mit Strahlenschutzthemen

beschäftigt zu haben. Der Fokus muss hier auf grundlegenden Kenntnissen des Gefährdungspotentials und Informationen, welche Konsequenzen eine Nichtmeldung eines Fundes haben kann und wie ein Fund gemeldet werden muss, liegen sowie

- Personengruppe 2 (P2): Mitarbeiter mit strahlenschutzbezogenen Kenntnissen: Personen, die bereits mindestens eine allgemeine Einweisung in Strahlenschutzanforderungen erhalten haben, z. B. Mitarbeiter von Schrott- und Einschmelzbetrieben.

Hierbei wird im Rahmen des bereitgestellten Informationsmaterials, abgestuft nach dem jeweiligen Kenntnisstand, verstärkt auf folgende Punkte eingegangen:

- Begrifflichkeiten  
Die Nomenklatur im Strahlenschutz, welche auch in der Strahlenschutzverordnung [SSV 17] Verwendung findet, ist nicht allgemeinverständlich und zum Teil durch verkürzende Berichterstattung in den Medien mit irreführenden Vorstellungen belegt. Die wichtigsten und für Personal in Schrott- und Einschmelzbetrieben, das herrenlose Strahler auffinden kann, relevantesten Begriffe werden im Unterkapitel „Begriffe“ definiert und erläutert.
- Grundlegende Informationen zu ionisierender Strahlung  
Für das Auffinden von und dem vorsichtigen Umgang mit radioaktiven Stoffen und Strahlenquellen sind im Interesse des Schutzes grundlegende Kenntnisse der Eigenschaften ionisierender Strahlung notwendig. Für die Personengruppen 1 und 1a sind hierbei vor allem die Eigenschaften bezüglich Messung, Gefährdungspotential und Selbstschutz relevant, während Personengruppe 2 auch über weitergehende Grundkenntnisse zu radioaktivem Zerfall, Strahlungsart und Gefährdungspotential informiert werden soll.
- Art und Herkunft von Strahlenquellen  
Das Erkennen von Strahlenquellen sollte nicht nur über Messwerte erfolgen, da insbesondere Alpha- und niedrigenergetische Beta-Strahlung von typischen auf Gamma- und hochenergetische Beta-Strahlen ansprechenden Messgeräten nicht oder nur sehr schlecht erfasst werden. Zudem werden Strahlenquellen zumeist in Abschirmbehältern aufbewahrt und transportiert. Bedeutend für eine zuverlässige Erkennung von herrenlosen Strahlenquellen sind erste Hinweise (Verdachtsmomente) durch Kennzeichnungen und Aussehen von Strahlenquellen und deren Verpackung. Die Kennzeichnung radioaktiver Stoffe durch Warnsymbole bildet daher einen wichtigen Aspekt, anhand dessen Mitarbeiter von schrottverarbeitenden Betrieben potentielle Strahlenquellen auch ohne Messung erkennen können. Das Erkennen von Markierungen mit Einheiten der Aktivität oder Dosisleistung sowie Nuklidsymbolen in verschiedenen Schreibweisen liefert weitere Anhaltspunkte, aufgrund derer Mitarbeiter selbst Verdachtsmomente mit Messgeräten erhärten oder zerstreuen können oder eine innerbetriebliche oder externe Person zur Prüfung hinzuzuziehen. Ähnliches gilt für die Markierungen von Radioaktivtransporten nach ADR, die insbesondere bei Anlieferung in Betrieben, die kein radioaktives Material annehmen, sofort das Hinzuziehen einer mit Strahlenschutz vertrauten Person bewirken sollten. Daher sind die oben genannten Markierungen und Beschriftungen im Informationsmaterial für alle Personengruppen aufgeführt. Die typischen Formen von Strahlenquellen erkennen zu können, ist ein weiterer Aspekt, um einen Verdacht aufgrund von Kennzeichnung zu erhärten, bzw. bei fehlenden Markierungen und Beschriftungen der einzige Hinweis darauf, dass eine Strahlenquelle vorliegt.

Dem in den Strahlenschutz eingewiesenen Personal wird im Rahmen der vorgeschlagenen Informationsmaterialien zudem eine Liste der typischen Herkunft bestimmter Strahlenquellen an die Hand gegeben, um bei Anlieferungen mit entsprechender Herkunft bevorzugt mit zusätzlichen Messgeräten präsent zu sein und eventuelle Stichproben basierend auf der Erfahrungen für die Häufigkeit von Funden einer Strahlenquelle vorzunehmen.

- Mess- und Kontrollsysteme

Die derzeit genutzten Messsysteme an den Ein- und Ausgangskontrollen der Schrott- und Einschmelzbetriebe sind insbesondere dafür geeignet, radioaktive Quellen und Gegenstände mit Nukliden, die energiereiche Gammastrahlen aussenden (z. B. Cobalt-60 und Cäsium-137), im Stahlschrott aufzufinden. Bei der Detektion von Nukliden ohne energiereiche Gammalinien, wie z. B. Am-241, ist es nicht möglich, alle Strahlenquellen im angelieferten Stahlschrott zu detektieren, die im Falle eines unbeabsichtigten Einschmelzens zu Kontaminationen von Metallen führen können.

Bei der Erstellung des Informationsmaterials wurde insbesondere darauf geachtet, dass das Material für Nichtfachleute (primär P1 und z. T. auch P1a) verständlich ist und die dargestellten Informationen für diesen Personenkreis in der Praxis zielführend anwendbar sind.

Für die unterschiedlichen Personenkreise wurden Textbausteine, Abbildungen sowie Grafiken zur Erstellung von entsprechendem Informationsmaterial bereitgestellt.

Basierend auf den Ergebnissen der Arbeitspakete AP1 bis AP3 wurden zudem Ideen skizziert, auf deren Grundlage Leitlinien erstellt werden können. Hierin sind bereits erzielte Ergebnisse des Forschungsvorhabens berücksichtigt.

Es wurden zudem Vorschläge für betriebsinterne Abläufe beim Fund von radioaktiven Stoffen oder Strahlenquellen erarbeitet, welche durch Personengruppe 2 zu initiieren wären, aber durch als Aushang im Betrieb allen Personengruppen zugänglich gemacht werden sollten. Dieses Material kann sowohl im Rahmen des Informationsmaterials als auch für die Leitlinien verwendet werden.

Es wurden ebenfalls (bundeslandesspezifische) Ansprechpartner bei Behörden aufgelistet, die im Falle eines Fundes von radioaktiven Stoffen zu informieren sind. Diese Information ist relevant für Personengruppe 1a und 2.

## 7. LITERATURVERZEICHNIS

- [BDG 13] BUNDESVERBAND DER DEUTSCHEN GIEßEREI-INDUSTRIE, DÜSSELDORF  
Recycling und Materialeffizienz in der Gießerei-Industrie. Präsentation zur Konferenz  
„Stahl und Recycling“, Berlin 12.11.13
- [BDG 16] BUNDESVERBAND DER DEUTSCHEN GIEßEREI-INDUSTRIE, DÜSSELDORF  
Die Gießerei-Industrie. Eine starke Branche in Zahlen.
- [BDSV 10] BUNDESVEREINIGUNG DEUTSCHER STAHLRECYCLING UND ENTSORGUNGSUNTERNEHMEN  
E.V.  
Stahlschrottsortenliste, Fassung vom 01. Januar 2010
- [BDSV 14] BUNDESVEREINIGUNG DEUTSCHER STAHLRECYCLING-UND ENTSORGUNGSUNTERNEHMEN  
E.V.  
World Steel Recycling in Figures 2010 – 2014 (Steel Scrap – a Raw Material for  
Steelmaking)
- [BDSV 16] BUNDESVEREINIGUNG DEUTSCHER STAHLRECYCLING-UND ENTSORGUNGSUNTERNEHMEN  
E.V.  
Radioaktivität im Schrott - Verantwortlichkeit der Schrottlieferanten
- [BFS 12A] BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ.  
Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung im Jahr 2012
- [BFS 12B] BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ  
Broschüre: „Wissenswertes über hochradioaktive Strahlenquellen“  
Salzgitter, November 2012
- [BFS 13] BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ.  
Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung im Jahr 2013
- [BIR 15] BUREAU IF INTERNATIONAL RECYCLING  
World Steel Recycling in Figures 2010 – 2014 (Steel Scrap – a Raw Material for  
Steelmaking)
- [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

- [BS 17A] BRENK SYSTEMPLANUNG GMBH  
Experimentelle und theoretische Untersuchungen zu radioaktiven Quellen und  
Gegenständen im Stahlschrott  
Bericht zu AP2.1 des BfS-Forschungsvorhabens 3615S52320, Aachen, 20.04.2017
- [BS 17B] BRENK SYSTEMPLANUNG GMBH  
„Experimentelle und theoretische Untersuchungen zu radioaktiven Quellen und  
Gegenständen im Stahlschrott“  
Bericht zu AP2.2 des BfS-Forschungsvorhabens 3615S52320, Aachen, 19.04.2017
- [BWE 16] BUNDESMINISTERIUM FÜR WIRTSCHAFT UND ENERGIE  
Branchenfokus: Stahl und Metall:  
<http://www.bmwi.de/DE/Themen/Wirtschaft/branchenfokus,did=171742.html>,  
[Fundnachweis am](#) (Stand 08.03.2016)
- [CHA 01] J. A. CHURCH ET. AL.  
„Revision of the ISO 8529 Standards Calculations of the (AmBe) neutron spectrum“  
Laboratori Nazionali di Frascati, Via Enrico Fermi 40, Frascati , Präsentation, 18 Juni 2009
- [DOE 93] DEPARTMENT OF ENERGY  
„DOE Fundamentals Handbook - Nuclear Physics and Reactor Theory“  
Volume 1 of 2, Published January 1993
- [ENDF 11] M. B. CHADWICK ET. AL.  
„ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: Cross sections, covariances, fission  
product yields and decay data“, Nuclear Data Sheets, 112(12):2887-2996 (2011).
- [ENG 11] R. ENGELS  
„Entwicklung eines Prototypen für einen großflächigen Szintillationsdetektor zur Detektion  
thermischer Neutronen“  
Dissertation Albert-Ludwigs-Universität Freiburg im Breisgau, 2011
- [ENS 93] D. REILLY, N. ENSELIN, H. SMITH JR, S. KREINER  
„Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials“  
Prepared for: Office of Nuclear Regulatory Research, Washington, March 1991
- [EU 14] EUROPÄISCHE UNION  
Amtsblatt der Europäischen Union 17.04.2014, RICHTLINIE 2013/59/EURATOM  
DES RATES vom 5. Dezember.
- [FAN 15] WIRTSCHAFTSVEREINIGUNG STAHL / STAHLINSTITUT VDEH  
Reinhard Fandrich, Vortrag „Bedeutung und Notwendigkeit der Überwachung von Schrott  
auf Radioaktivität“; Seminar: Radioaktivität im Stahlschrott, November 2015, Düsseldorf

- [IWA 15A] J. IWANOWSKA-HANKE  
„The comparative studies of neutron detectors in the crisis of <sup>3</sup>He supply“  
PhD-Thesis; National Centre for Nuclear Research; Oktober 2015
- [IWA 15B] M. IWATSCHENKO  
„Detection of Industrial Americium Sources by an Innovative Gate Monitor“  
Thermo Fisher Scientific, Erlangen  
in: Conference Proceedings, CETAS 2015, 9<sup>th</sup> International Conference on Progress in analytical Chemistry & Materials Characterisation in the Steel and Metals Industries
- [MCNP 12] T. GOORLEY (MCNP6)  
T. Goorley, et al., "Initial MCNP6 Release Overview", Nuclear Technology, 180, pp 298-315 (Dec 2012).
- [NAK 05] T. NAKAMURA ET. AL.  
„Sequential Measurements of Cosmic-Ray Neutron Spectrum and Dose Rate at Sea Level in Sendai, Japan“  
Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 42, No. 10, p. 843–853 (October 2005)
- [RAM 11] A. M. RAMSEGER  
Dissertationsschrift: „Einsatzfähigkeit von Gammadetektoren zum Nachweis des illegalen Transports von durch Containerladung abgeschirmter radioaktiver Substanzen“, Shaker Verlag, Aachen, 2011
- [SAIC 04] SCIENCE APPLICATIONS INTERNATIONAL CORPORATION  
„Exploranium AT-980 Radiation Portal Monitor“  
Science Applications International Corporation, TPN-09-0164 November 2004
- [SHO 05] E. F. SHORES  
„Neutron Production in Several Americium Compounds“  
Los Alamos National Laboratory, Date: 29.03.2005
- [SIM 11] A. P. SIMPSON, S. JONES, M. J. CLAPHAM, S. A. MCELHANEY  
„A Review of Neutron Detection Technology Alternatives to Helim-3 for Safeguards Applications“  
INMM 52nd Annual Meeting, Palm Desert, California, July 17-21, 2011
- [SSV 17] STRAHLENSCHUTZVERORDNUNG (STRLSCHV)  
Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV)  
Strahlenschutzverordnung vom 20. Juli 2011 (BGBl. I S. 1714; 2002 I S. 1459), die durch Artikel 8 des Gesetzes vom 26. Juli 2016 (BGBl. I S. 1843) geändert worden ist

- [TF 16] THERMO FISHER SCIENTIFIC INC.  
Werbebrochure "Specification Sheet: FHT 1388 S Modular Radiation Portal Monitors",  
2016
- [VDD 16] VERBAND DEUTSCHER DRUCKGIEBEREIEIEN  
Präsentation: Pressegespräch EUROGUSS vom 12.01.2016
- [VDH 15] WIRTSCHAFTSVEREINIGUNG STAHL / STAHLINSTITUT VDEH  
Fakten zur Stahlindustrie in Deutschland 2015
- [WVM 15] WIRTSCHAFTSVEREINIGUNG METALLE  
Metallstatistik 2014
- [WVS 15] WIRTSCHAFTSVEREINIGUNG STAHL  
„Bericht zur Lage auf dem Stahlschrottmarkt: Stand: 3. Februar 2016“,  
Wirtschaftsvereinigung Stahl, 2016, Düsseldorf.





# | 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](http://www.bfs.de)

E-Mail: [ePost@bfs.de](mailto:ePost@bfs.de)

Gedruckt auf Recyclingpapier aus 100 % Altpapier.



Bundesamt für Strahlenschutz