

Ressortforschungsberichte zum Strahlenschutz

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

Band 5: Bericht zu AP3

Auftragnehmer:
Brenk Systemplanung GmbH (BS)

Dr. J. de Groot
Dipl.-Phys. J. Iloff

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

AP3 Zwischenbericht zum Forschungsvorhaben:

**Experimentelle und theoretische Untersuchungen zu
radioaktiven Quellen und Gegenständen im
Stahlschrott**

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

erstellt im Auftrag des
Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS)
Neuherberg

durch die

Brenk Systemplanung GmbH
Heider-Hof-Weg 23
52080 Aachen

24. Mai 2017

Anmerkung:

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

AUTOREN

Dieser Bericht wurde von folgenden Bearbeitern erstellt:

- Dr. J. de Groot
- Dipl.-Phys. J. Iloff

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

<u>Inhaltsverzeichnis:</u>	Seite:
1. Einleitung	1
2. Gliederung	2
3. Übersicht über gängige Neutronenquellen	3
3.1. Alpha-Beryllium-Neutronenquellen	3
3.2. Spontanspaltungs-Neutronenquellen	3
3.3. Gamma-Beryllium-Neutronenquellen	4
3.4. Americium-Oxid als Neutronenquelle	4
3.5. Neutronenspektren verschiedener Neutronenquellen.....	5
4. Übersicht über passive Detektionsverfahren für Neutronenstrahlung	6
4.1. Neutronendetektion mit He-3-Gas gefülltem Proportionalzählrohr	7
4.2. Neutronendetektion mit BF ₃ -Gas gefülltem Proportionalzählrohr	8
4.3. Neutronendetektion mit B-10 beschichtetem Proportionalzählrohr	8
4.4. Neutronendetektion mit Festkörperdetektoren.....	8
5. Theoretische Betrachtung zur passiven Detektion von Neutronenquellen	9
5.1. Übersicht.....	9
5.2. MCNP-Modell eines typischen Gebindes der Schrottindustrie für Neutronen	9
5.3. Neutronenfluss am Detektor bei trockener Luft.....	11
5.4. Neutronenfluss am Detektor bei feuchter Luft.....	12
5.5. Effizienzkalibrierung eines He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohrs mit MCNP	13
5.5.1. Natürlicher Neutronenuntergrund	16
5.5.2. Simulierte Hintergrundzählrate eines He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohrs	17
5.6. Minimal detektierbare Aktivitäten für ein He-3-gasgefülltes Proportionalzählrohr	18
5.6.1. Minimal detektierbare Am-214/Be-Aktivitäten	19
5.6.1.1. Referenzfall.....	19
5.6.1.2. Einfluss der Luftfeuchtigkeit auf die minimal detektierbare Aktivität	21
5.6.1.3. Einfluss der Stahlsorte auf die minimal detektierbare Aktivität	22
5.6.2. Minimale detektierbare AmO ₂ -Aktivitäten.....	22
5.6.3. Minimale detektierbare Cf-252-Aktivitäten.....	24
5.6.4. Minimale detektierbare Aktivitäten in Abhängigkeit von der gewählten Polyethylen Moderatorstärke	25
5.6.5. Zusammenfassung der minimalen detektierbaren Aktivität verschiedener Neutronen-strahler mittels eines He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohrs	26
5.7. Vergleich mit anderen passiven Detektionsverfahren.....	28
5.7.1. Vergleichbarkeitsparameter	28
5.7.2. Vergleichsparameter der verschiedenen passiven Detektionsverfahren	29
5.7.3. Kommerzielle Li-6F/ZnS(Ag) Festkörperdetektoren	30
5.7.4. Vor- und Nachteile der unterschiedlichen passiven Detektionsverfahren	31

6.	Einsatz von ionisierender Strahlung zum Auffinden einer Strahlenquelle	32
6.1.	Übersicht.....	32
6.2.	„Nuclear Car Wash“	32
6.3.	Untersuchung mittels Gamma- und Röntgenstrahlung.....	34
6.4.	Zusammenfassende Bewertung	35
7.	Ermittelte Funde von Neutronenstrahlen und Maßnahmen zur verbesserten Erkennung	36
7.1.	Ermittelte Funde von herrenlosen Neutronenquellen	36
7.2.	Maßnahmen zur Verbesserung der Detektion von Neutronenquellen	37
7.3.	Betriebe und Aufstellungsorte für Neutronendetektoren	38
8.	Zusammenfassung	40
9.	Literatur	41
Anhang A: Anschreiben zur Umfrage nach Funden an die zuständigen internationalen Behörden		45

Abbildungsverzeichnis:

Seite:

Abbildung 3-1:	Neutronenspektren der betrachteten Neutronenquellen	5
Abbildung 4-1:	Wirkungsquerschnitte verschiedener Kernreaktionen in Abhängigkeit der Neutronenenergie [ENDF 11], die thermische Energie bei Raumtemperatur (25 meV) ist durch einen senkrechten Strich veranschaulicht.	7
Abbildung 5-1:	Modell des gefüllten Schrottcontainers in perspektivischer Darstellung, Zahlen geben die jeweilige Detektorreihe an.....	10
Abbildung 5-2:	Neutronenfluss $\varphi_n(E_i)$ am mittigen Detektor der Detektorreihe 1 für die drei verschiedenen Typen von Neutronenquellen (bei trockener Luft und Stahl „Stainless 304“). Neutronenfluss dargestellt pro Binbreite und emittiertem Neutron.	12
Abbildung 5-3:	Neutronenfluss $\varphi_n(E_i)$ pro Binbreite und emittiertem Neutron einer Am-241/Be-Neutronenquelle am mittigen Detektor der Detektorreihe 1 jeweils für unterschiedliche Wassergehalte der Atmosphäre (trocken und Wasserdampf)	13
Abbildung 5-4:	Darstellung des MCNP-Modells eines He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohrs (zur besseren Veranschaulichung nur mit 5 cm Länge dargestellt): zentral (grün) ist das He-3-Gas, nachfolgend das Wandmaterial (blau) und außen der Moderator Polyethylen (rot) dargestellt.....	14
Abbildung 5-5:	Aus der Effizienzkalibrierung $\epsilon_n(E_i)$ des mit He-3-Gas gefüllten Proportionalzählrohrs erhaltene Detektorzählraten pro Einheitsfluss für unterschiedliche Moderatorstärken an Polyethylen	15
Abbildung 5-6:	Spektrum des kosmogenen Neutronenuntergrundes auf Meeresspiegelniveau nach [NAK 05] (gemessen am 06.09.2002)	17
Abbildung 5-7:	Übersicht über die gewählten Quellpositionen innerhalb des Gebindes. (a) Ansicht von oben, (b) seitliche Ansicht. Die seitlichen Detektorreihen sind in grün dargestellt.....	19
Abbildung 5-8:	Verschiedene Messgeometrien zur Bestimmung der Vergleichsparameter [SYM 10].....	29

Abbildung 6-1: Neutronenwirkungsquerschnitte der neutroneninduzierten Spaltung für Am-241, Cf-252, U-235 und Pu-239 im Vergleich [ENDF 11]..... 32

Tabellenverzeichnis:

Seite:

Tabelle 4-1:	Kernreaktionen zur Detektion von thermischen Neutronen.....	6
Tabelle 5-1:	Gewählte Stahlzusammensetzung (Steel, Stainless 304) nach [HOM 11] für Schrott und Containerwände im MCNP-Modell für Neutronen.....	10
Tabelle 5-2:	Gewählte Luftzusammensetzung (trocken) im MCNP-Modell für Neutronen nach [HOM 11]	11
Tabelle 5-3:	Wasserdampf im MCNP-Modell für Neutronen nach [HOM 11].....	11
Tabelle 5-4:	Technische Spezifikationen des im Rahmen der Simulationen verwendeten He-3-Proportionalzählrohrs.....	14
Tabelle 5-5:	Im Rahmen der Simulationen verwendete Quellpositionen.....	18
Tabelle 5-6:	Minimale detektierbare Am-241/Be-Aktivitäten für unterschiedliche Quellpositionen innerhalb des Gebindes (minimale Aktivität ist fett dargestellt)	20
Tabelle 5-7:	Einfluss der Luftfeuchtigkeit auf die minimal detektierbare Aktivität einer Am-241/Be-Neutronenquelle (minimale Aktivität ist fett dargestellt).....	21
Tabelle 5-8:	Einfluss der Stahlsorte auf die minimal detektierbare Aktivität einer Am-241/Be-Neutronenquelle (minimale Aktivität ist fett dargestellt).....	22
Tabelle 5-9:	Minimale detektierbare AmO ₂ -Aktivitäten an unterschiedliche Quellpositionen innerhalb des Gebindes (minimale Aktivität ist fett dargestellt).....	23
Tabelle 5-10:	Minimale detektierbare Cf-252-Aktivitäten an unterschiedliche Quellpositionen innerhalb des Gebindes (minimale Aktivität ist fett dargestellt).....	24
Tabelle 5-11:	Minimale detektierbare Aktivität verschiedener Neutronenquellen an Position 1 für unterschiedliche Polyethylenmoderatorstärken.....	26
Tabelle 5-12:	Die im Rahmen der Simulationen ermittelten minimal detektierbaren Aktivitäten abhängig von Quellposition, Strahlungsart und Typ der Neutronenquelle	27
Tabelle 5-13:	Vergleich der verschiedenen passiven Detektionsverfahren für Neutronen	29
Tabelle 5-14:	Raumwinkelbezogene minimal detektierbare Aktivitäten unterschiedlicher Messverfahren.....	30
Tabelle 5-15:	Vor- und Nachteile der unterschiedlichen passiven Detektionsverfahren nach [IWA 15a] und [SIM 11]	31
Tabelle 7-1:	Im Rahmen dieser Arbeit ermittelte Funde von Neutronenquellen.....	36

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 ist die Verbesserung der Entdeckung von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott. Um dies zu erreichen, werden im Rahmen dieses Forschungsvorhabens folgende Arbeitspunkte (AP) bearbeitet:

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

Im Rahmen des AP1 [BS 16] wurde bereits die Ausstattung deutscher Schrottplätze und Schmelzbetriebe mit Portalmonitoren oder ähnlichen Messeinrichtungen ermittelt. Bei dieser Erhebung wurden die in AP2 benötigten Daten für die Definition eines typischen Schrottgebindes erhoben. Des Weiteren zielte AP1 auf die Identifikation von Zwischenfällen mit herrenlosen Neutronenquellen in deutschen Schrott- und Schmelzbetrieben ab. Diese konnten nicht identifiziert werden.

Im Rahmen des AP2 wurden sowohl theoretische als auch praktische Arbeiten mit Bezug auf die Auffindbarkeit von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott über die Gammastrahlung durchgeführt. Bei den praktischen Arbeiten konnten die im Rahmen der theoretischen Studien bestimmten Wertebereiche für die minimal detektierbaren Aktivitäten der Nuklide Co-60 und Cs-137 sehr gut reproduziert werden.

Aufbauend auf den Ergebnissen des AP1 und AP2 erfolgt in diesem Bericht nun mittels MCNP-Simulationen die theoretische Bewertung der Detektierbarkeit von Neutronenquellen im Stahlschrott. Bei diesen Rechnungen werden verschiedene Arten von Neutronenquellen rechnerisch an unterschiedlicher Stelle im repräsentativen Schrottgebäude des AP2 eingebracht. In Abhängigkeit des Spektrums der Neutronenquelle und ihrer Position im Gebäude wird an den Detektorpositionen der Neutronenfluss pro Einheitsaktivität rechnerisch bestimmt. Hieraus lassen sich die minimalen detektierbaren Aktivitäten der unterschiedlichen Neutronenquellen ableiten.

In diesem AP wird zudem geprüft, inwieweit sich in Verbindung mit Stahlschrott Zwischenfälle mit Neutronenquellen ereignet haben und welche Schlussfolgerungen bezüglich des Einsatzes von Portalmeßanlagen und/oder Detektionsverfahren für Neutronenstrahlung daraus gezogen werden müssen. Weiter werden moderne Techniken zum aktiven Einsatz von Strahlung (auch Neutronenstrahlung) beim Nachweis von Strahlenquellen im Schrott hinsichtlich Nutzen, Wirtschaftlichkeit und erforderlichem Strahlenschutz bewertet. Bei diesen aktiven Verfahren werden z. B. Kernreaktionen im zu untersuchenden Material mittels eines Neutronenstrahls herbeigeführt und die daraus folgenden Strahlungsemissionen detektiert. Bei tomografischen Verfahren wird aus verschiedenen Richtungen Strahlung durch das Messgut gesendet. Aus dem gemessenen Absorptionsgrad kann die Transmissionsstärke orts aufgelöst bestimmt werden. Daraus lässt sich die Dichte des Messgutes

darstellen und es lassen sich evtl. herrenlose Strahlenquellen an ihrer vorhandenen Abschirmung erkennen.

2. GLIEDERUNG

In diesem Bericht werden zunächst im Kapitel 3 die verschiedenen Arten von mobilen Neutronenquellen und im Kapitel 4 die passiven Detektionsmöglichkeiten für Neutronenstrahlung dargestellt. Im Anschluss werden im Kapitel 5 die minimal detektierbaren Aktivitäten für unterschiedliche Neutronenquellen aus Monte-Carlo-Simulationen am Modell eines realistischen Schrottgebundes präsentiert. Im Rahmen des Kapitels 6 werden verschiedenen Methoden mit aktivem Einsatz von ionisierender Strahlung zur Auffindung von radioaktiver Strahlung präsentiert und bewertet. In Kapitel 7 werden die im Rahmen einer internationalen Umfrage ermittelten Funde von Neutronenquellen präsentiert. Die Ergebnisse dieses Berichts werden in Kapitel 8 zusammengefasst. In Kapitel 9 ist die verwendete Literatur angegeben.

3. ÜBERSICHT ÜBER GÄNGIGE NEUTRONENQUELLEN

Neutronenquellen dienen zur Gewinnung freier Neutronen für Forschungs- oder Anwendungszwecke. Sie beruhen meist auf Kernreaktionen, in einigen Fällen jedoch auf Spontanspaltung. In industriellen und wissenschaftlichen Anwendungen werden Neutronenquellen für verschiedenste Zwecke eingesetzt, 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 zu den Gammaquellen u. a. basierend auf den Isotopen Co-60, Cs-137 und Ir-192, 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 12]. Häufig verwendete Typen von transportfähigen Neutronenquellen werden in den folgenden Kapiteln dargestellt.

3.1. Alpha-Beryllium-Neutronenquellen

Eine Mischung aus einem Alphastrahler und einem Material, das einen großen Wirkungsquerschnitt für eine (α, n) -Kernreaktion hat, stellt eine Neutronenquelle dar. Das Energiespektrum der frei werdenden Neutronen liegt im MeV-Bereich und hängt im Einzelnen von den verwendeten Nukliden und Materialien ab. Gebräuchlich sind Gemische aus Radium, Polonium, Plutonium oder Americium mit Beryllium (Be-9). 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 ($3,7 \cdot 10^{10}$ Bq) zu rechnen ([CHA 01], [IWA 15b]). Das Neutronenspektrum einer solchen Quelle ist gemäß ISO 8529-2:2000[ISO 00] charakterisiert und in Abbildung 3-1 in blau dargestellt. Nach [BFS 12] liegt die typische Aktivität einer Am-241/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.

3.2. 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 Spalt-

prozess 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]. Das Energiespektrum dieser Neutronen ist nahezu identisch zu dem aus der induzierten Kernspaltung. Daher haben diese Quellen besondere Bedeutung bei Experimenten zur Reaktorphysik. In Abbildung 3-1 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 für Kalibrier- und Prüfstrahler bis in den niedrigen TBq-Bereich. Gemäß [BFS 12] 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.

3.3. Gamma-Beryllium-Neutronenquellen

Eine Mischung aus einem Gammastrahler und einem Material, das einen großen Wirkungsquerschnitt für die (γ ,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 γ -strahlende Sb-124, das über eine (γ ,n)-Kernreaktion von Be-9 Neutronen die Freisetzung von Neutronen indiziert.

3.4. Americium-Oxid als Neutronenquelle

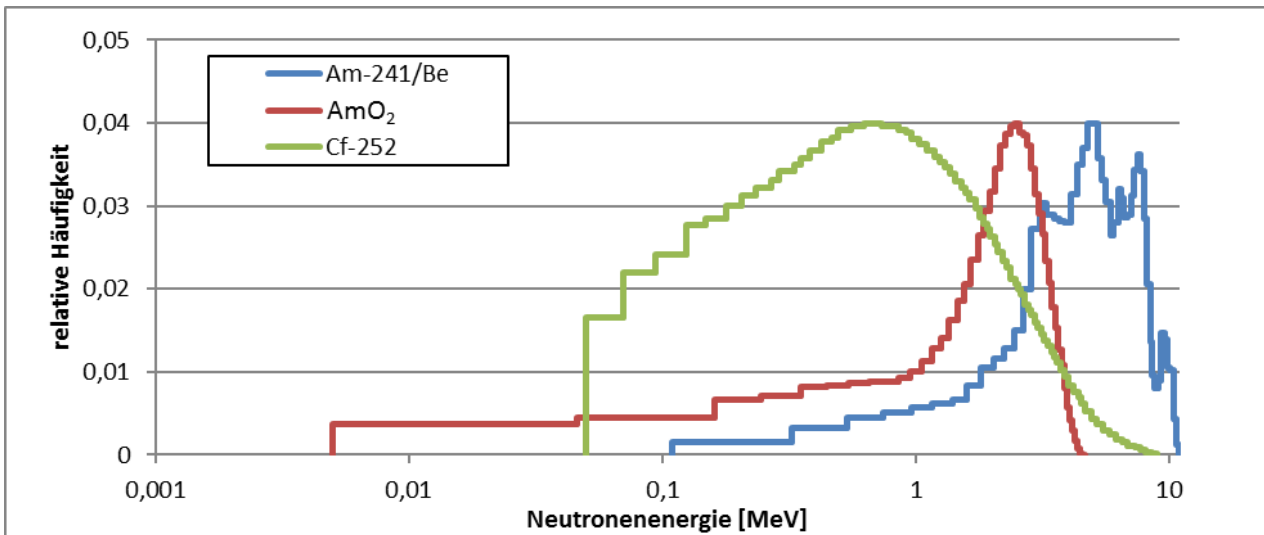
In reinen Am-241-Quellen liegt das Americium meistens als chemisch gebundenes Americium(IV)-oxid (AmO_2) vor. Bei diesen Quellen kommt es aufgrund der (α ,n)-Kernreaktion der 5,5 MeV Alphateilchen des Am-241-Zerfalls u. a. an den O-17 und O-18 Sauerstoffnukliden zu einer, oft unbeabsichtigten, Erzeugung von Neutronen. Verunreinigungen mit Aluminium und Fluor können über (α ,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 nach [SHO 05] einer solchen Quelle ist in Abbildung 3-1 in rot dargestellt.

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

3.5. Neutronenspektren verschiedener Neutronenquellen

In Abbildung 3-1 sind die Neutronenspektren der gängigsten und im Rahmen dieser Studie betrachteten Neutronenquellen dargestellt. Es ist deutlich zu erkennen, dass das Spektrum der Am-241/Be-Neutronenquelle im Vergleich zu den beiden anderen Quellen im höherenergetischeren Bereich liegt. Die zu beobachteten Peaks im Neutronenspektrum der Am-241/Be-Neutronenquelle basieren auf den verschiedenen angeregten Zuständen bei der $\text{Be-9}(\alpha,n)\text{C-12}$ Kernreaktion.

Abbildung 3-1: Neutronenspektren der betrachteten Neutronenquellen



4. 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 in Tabelle 4-1 präsentierten Kernreaktionen verwendet:

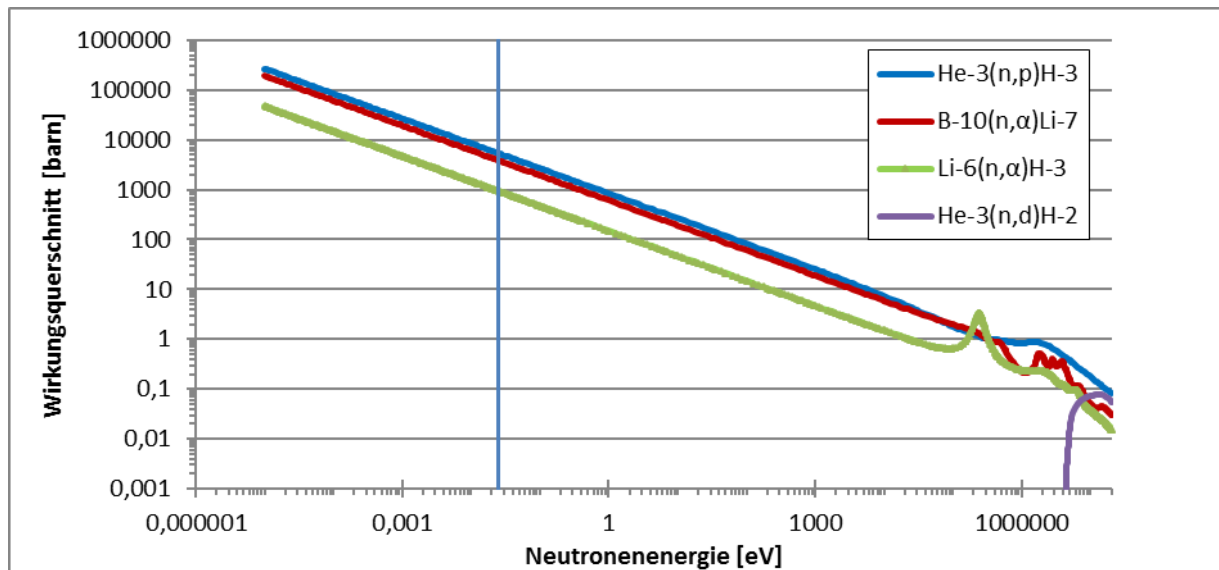
Tabelle 4-1: Kernreaktionen zur Detektion von thermischen Neutronen

Reaktion	Q-Wert [MeV]	Wirkungsquerschnitt bei thermischen Neutronen [barn]
He-3(n,p)H-3	0,764	5330
B-10(n, α)Li-7	2,310 (94 %) 2,792 (6 %)	3840
Li-6(n, α)H-3	4,8	940

Für die in Tabelle 4-1 aufgeführten Kernreaktionen nimmt der Wirkungsquerschnitt für steigende Neutronenenergie grundsätzlich ab (vergleiche auch Abbildung 4-1). Bei diesen Kernreaktionen ist der Q-Wert (Energiebilanz) gemäß Tabelle 4-1 im Vergleich zur thermischen Neutronenenergie bei Raumtemperatur (25 meV) so groß, dass keine Informationen mehr über die Energie des Neutrons vor der Wechselwirkung gewonnen werden kann. Bei der Kernreaktion B-10(n, α)Li-7 ist der Q-Wert davon abhängig, ob sich das erzeugte Li-7-Isotop nach der Kernreaktion im Grundzustand (6 % Wahrscheinlichkeit) oder in einem angeregten Zustand (94 % Wahrscheinlichkeit) befindet. In Abbildung 4-1 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.

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.

Abbildung 4-1: Wirkungsquerschnitte verschiedener Kernreaktionen in Abhängigkeit der Neutronenenergie [ENDF 11], die thermische Energie bei Raumtemperatur (25 meV) ist durch einen senkrechten Strich veranschaulicht



Für eine Bestimmung der spektralen Auflösung des Neutronenspektrums müssen andere als die hier vorgestellten Methoden, wie z. B. „time-of-flight“-Messungen, eingesetzt werden. Diese alternativen Messmethoden lassen jedoch eine hohe Detektoreffizienz und eine kompakte Bauart des Messgerätes nicht zu. Sie sind für die Neutronendetektion mit Bezug auf die Gefahrenabwehr, wie sie im Rahmen dieses Forschungsvorhabens von Interesse sind, nicht relevant.

4.1. Neutronendetektion mit He-3-Gas gefülltem Proportionalzählrohr

Das bis zur Jahrtausendwende etablierte Standardverfahren für den Nachweis von Neutronenstrahlung basiert auf einem mit He-3-Gas gefüllten Proportionalzählrohr. Dieses Rohr kann mit verschiedensten Durchmessern und Längen sowie mit unterschiedlichen He-3-Gasdrücken realisiert werden. Im Detektorrohr werden durch die Kernreaktion He-3(n,p)H-3 (und im geringem Umfang durch die Kernreaktion He-3(n,d)H-2) ionisierende Teilchen erzeugt, die durch das Proportionalzählrohr detektiert werden. Die Detektionseffizienz für Neutronen hängt von dem He-3-Gasdruck, üblicherweise 2 bis 10 bar und der angelegten Hochspannung ab. Für Neutronen höherer Energie nimmt, aufgrund des abnehmenden Wirkungsquerschnittes für die oben ausgeführte Kernreaktion, die Nachweiswahrscheinlichkeit kontinuierlich ab (vergleiche Abbildung 4-1). In diesen Proportionalzählrohren werden häufig zusätzlich Argon als Inertgas und kleinste Mengen an CO₂ 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 BF₃-Gas gefüllten Proportionalzählrohren verwendeten B-10(n,α)Li-7 Kernreaktion des Kapitels 4.2, hat die He-3(n,p)H-3 Kernreaktion einen größeren Wirkungsquerschnitt was zu einer höheren Detektoreffizienz führt (vergleiche Abbildung 4-1). Der im Vergleich zu anderen Kernreaktionen niedrigere Q-Wert der He-3(n,p)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 führte zu einer deutlichen

Erhöhung des Preises von etwa \$ 200 pro Liter auf bis zu \$3 000 pro Liter [FED 09] und 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.

4.2. Neutronendetektion mit BF₃-Gas gefülltem Proportionalzählrohr

Ein BF₃-Neutronendetektor besteht aus einem Detektorrohr, das mit BF₃-Gas bei einem Druck von ca. 0,5 bis 1,0 bar gefüllt ist. In diesem Detektor wird das BF₃-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 BF₃ einen hohen Massenanteil an Bor und seine Gasvervielfachungsfähigkeit ist ebenfalls gut. Die intrinsische Effizienz eines 30 cm breiten Detektors mit 1 bar BF₃ (mit 96 % angereichertem B-10) beträgt im Bereich der thermischen Neutronenenergie (25 meV) ca. 90 %. BF₃-Detektoren reagieren fast ausschließlich auf langsame (niederenergetische) Neutronen. Die Wahrscheinlichkeit, dass ein schnelles (hochenergetisches) Neutron von B-10 absorbiert wird, ist sehr klein (vergleiche Abbildung 4-1). Um schnelle Neutronen detektieren zu können, kann die BF₃-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.

4.3. 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 BF₃-Gases zu umgehen, ist man dazu übergegangen, innenwandseitig mit B-10 beschichtete Proportionalzählrohre zu entwickeln.

Die Neutroneninteraktion weicht bezüglich ihrer Position von den gasbasierten Verfahren ab. 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 BF₃- und He-3-Technologien.

4.4. Neutronendetektion mit Festkörperdetektoren

Gegenwärtig werden Alternativen zu He-3- und BF₃-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. Das Szintillationslicht wird im ZnS(Ag) erzeugt und zum Photonenvervielfacher weitergeleitet. Detektorsysteme basierend auf der Li-6F/ZnS(Ag)-Technologie sind seit neustem verfügbar.

5. THEORETISCHE BETRACHTUNG ZUR PASSIVEN DETEKTION VON NEUTRONENQUELLEN

5.1. Übersicht

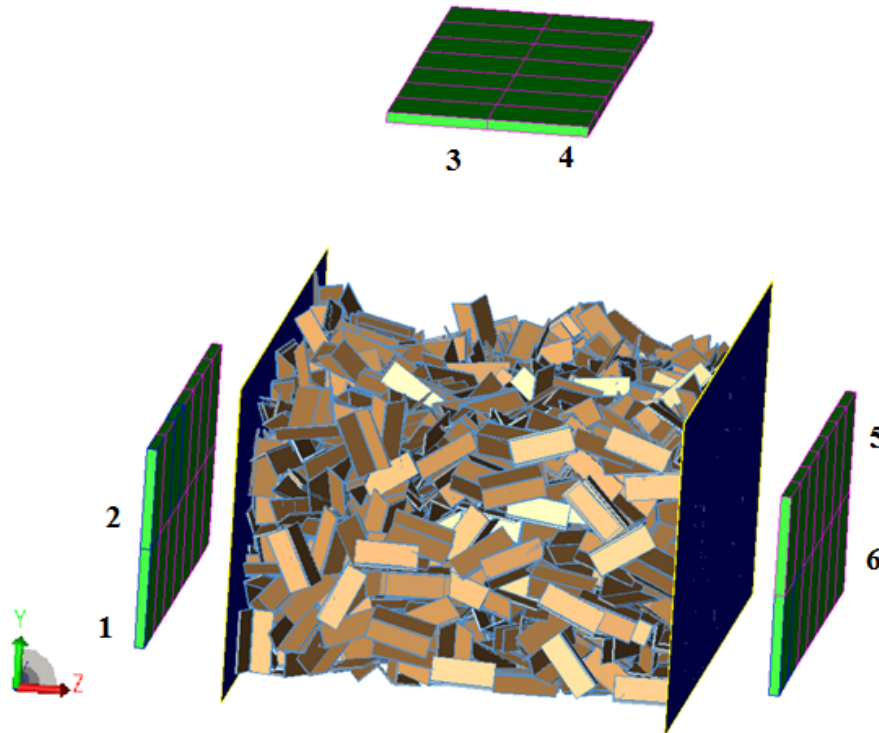
Im Rahmen des AP2.1 [BS 17a] wurden u. a. auf Basis von Monte-Carlo-Simulationen (MCNP-Simulationen) für die Gammastrahlung einer Am-241-Strahlenquelle versucht, die minimal detektierbaren Aktivitäten an verschiedenen Positionen innerhalb des typischen Schrottgebindes zu ermitteln. Bei diesen Simulationen 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 auf Basis eines He-3-Gas gefüllten Proportionalzählrohrs. Für die anderen passiven Detektionsverfahren welche in Kapitel 4 präsentiert worden sind, werden in Kapitel 5.7 Vergleiche, beruhend auf den Ergebnissen des mit He-3-Gas gefüllten Proportionalzählrohrs, durchgeführt.

5.2. 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 [BS 17a] über das geometrisch gleiche MCNP-Modell bestehend aus 2163 Metallwinkeln (siehe Abbildung 5-1).

Die Zwischenräume des Modells werden durch entsprechende Zellen beschrieben. Diesen wird später trockene Luft oder Wasserdampf als Material zugewiesen. Bei dem Modell wurden links (Detektorreihen 1 und 2) und rechts (Detektorreihen 5 und 6) sowie über dem gefüllten Container (Detektorreihen 3 und 4) insgesamt 6 Detektorreihen mit jeweils 7 Mittelungsflächen (50 cm × 50 cm × 5 cm) eingefügt. Diese Mittelungsflächen werden in den späteren MCNP-Simulationen als Detektorzellen zur Messung des Neutronenflusses verwendet. Der Abstand zwischen der linken und rechten Detektorreihe beträgt in Anlehnung an die Umfrageergebnisse des AP1 [BS 16] 310 cm, hierbei wird für die Neutronendetektoren die gleiche Positionierung wie bei den Portalmonitoren in [BS 17a] angenommen. Die Höhe der seitlichen Detektorreihen wurde so gewählt, dass diese den Schrott mittig abdecken (vergleiche Abbildung 5-1). Der gefüllte Container wurde mittig zwischen den Detektoren platziert. Der Abstand der oberen Detektorreihen 3 und 4 zum Containerboden beträgt 283 cm. Diese Positionen wurden ausreichend hoch gewählt, um bei einer tatsächlichen Umsetzung eine Beschädigung der Detektoren bei LKW-Durchfahrten zu vermeiden. Es wurden Containerwände (in Richtung der seitlichen Detektoren) mit einer Wandstärke von 3,5 mm eingefügt.

Abbildung 5-1: Modell des gefüllten Schrottcontainers in perspektivischer Darstellung, Zahlen geben die jeweilige Detektorreihe an



Um den Neutronenfluss innerhalb des MCNP-Modells simulieren zu können, muss für die einzelnen Zellen der Simulation die jeweils verwendete Materialzusammensetzung und die Dichte des Materials in der Zelle definiert werden. Im Folgenden sind die von dem MCNP-Modell gemäß AP2.1 [BS 17a] abweichenden Materialspezifikationen für Stahl und Luft dargestellt.

Tabelle 5-1: Gewählte Stahlzusammensetzung (Steel, Stainless 304) nach [HOM 11] für Schrott und Containerwände im MCNP-Modell für Neutronen

Element	Gewicht %	Element	Gewicht %
C	0,015	Cr	19,0
Si	0,5	Mn	1,0
P	0,023	Fe	69,448
S	0,015	Ni	10,0

Hierbei wurde zur Berücksichtigung der Neutronenabsorption in den MCNP-Simulationen ein Edelstahl mit einer Materialzusammensetzung gemäß Tabelle 5-1 und einer Dichte von $7,85 \text{ g/cm}^3$ gewählt. Um den Einfluss anderer Stahlsorten auf den Neutronentransport und somit die minimale Detektierbarkeit von Neutronenquellen abschätzen zu können wurde zusätzlich ein C-Stahl (C 0,5 % und Fe 99,5 %) nach [HOM 11] verwendet.

Für die Zwischenräume des Modells wurde in den meisten Simulationen ebenfalls trockene Luft mit einer Zusammensetzung gemäß Tabelle 5-2 und einer Dichte von $0,001205 \text{ g/cm}^3$ verwendet.

Tabelle 5-2: Gewählte Luftzusammensetzung (trocken) im MCNP-Modell für Neutronen nach [HOM 11]

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

Um den Einfluss der Luftfeuchtigkeit aufgrund der stärkeren Neutronenmoderation mit Wasser auf die minimale Detektierbarkeit von Neutronenquellen im Stahlschrott zu untersuchen, wurde in ausgewählten Simulationen die Luft durch 100 % Wasserdampf der Zusammensetzung gemäß Tabelle 5-3 mit einer Dichte von $0,000756 \text{ g/cm}^3$ unter Standarddruck ersetzt.

Tabelle 5-3: Wasserdampf im MCNP-Modell für Neutronen nach [HOM 11]

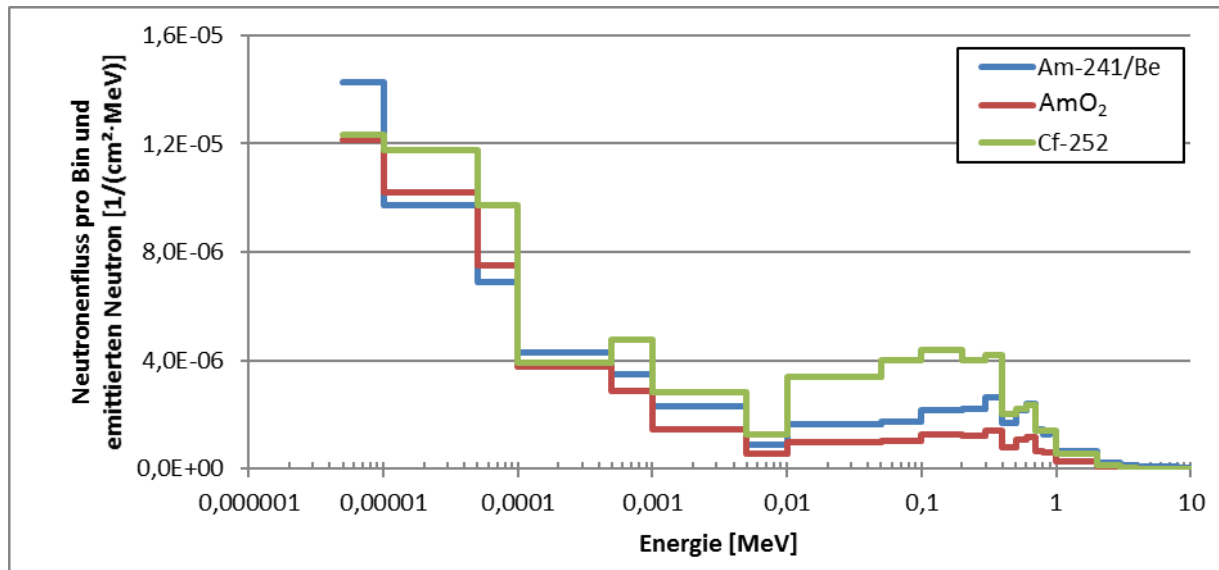
Element	Gewicht %	Element	Gewicht %
H	11,1894	O	88,8106

Durch die Annahme einer hypothetischen Zusammensetzung der Atmosphäre aus 100 % Wasserdampf kann der maximale Einfluss von Feuchtigkeit (Luftfeuchtigkeit und Benetzung des Schrottes) auf die minimale Detektierbarkeit gut abgeschätzt werden.

5.3. Neutronenfluss am Detektor bei trockener Luft

Mittels der MCNP-Simulationen wurde in den unterschiedlichen Detektorzellen gemäß Abbildung 5-1 der mittlere energieaufgelöste Neutronenfluss $\varphi_n(E_i)$ pro emittiertem Neutron bestimmt. In Abbildung 5-2 ist beispielhaft der aus der Simulation erhaltene Neutronenfluss pro emittiertem Neutron für die verschiedenen Typen von Neutronenquellen an einer zentralen Position innerhalb des Gebindes (Position 1 gemäß Tabelle 5-5) für den mittigen Detektor der Detektorreihe 1 gezeigt. Bei diesen Simulationen wurden für jedes Bin jeweils die Trajektorien von 30 Mio. emittierten Neutronen simuliert.

Abbildung 5-2: Neutronenfluss $\varphi_n(E_i)$ am mittigen Detektor der Detektorreihe 1 für die drei verschiedenen Typen von Neutronenquellen (bei trockener Luft und Stahl „Stainless 304“). Neutronenfluss dargestellt pro Binbreite und emittiertem Neutron.

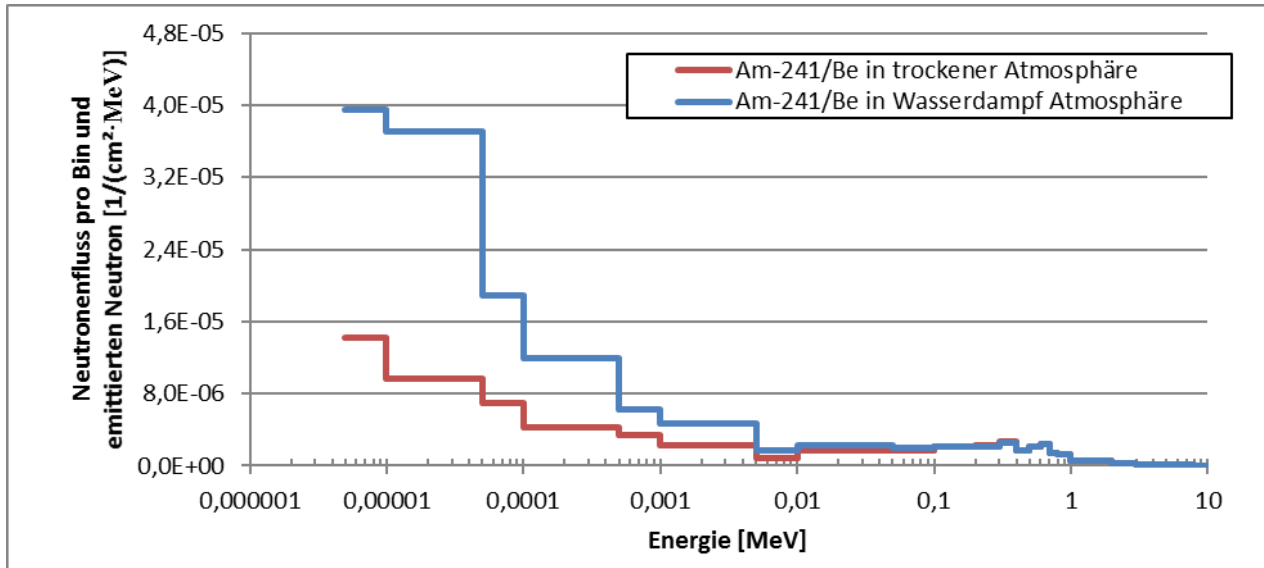


In Abbildung 5-2 ist der hohe Neutronenfluss im Bereich der niedrigeren Energie auf die Skalierung des Neutronenflusses mit der jeweiligen Binbreite zurückzuführen. Es ist aus der Abbildung ersichtlich, dass der Neutronenfluss im Bereich von 0,01 MeV bis 2 MeV für die AmO₂- und Cf-252-Neutronenquelle am höchsten ist. Für die Am-241/Be-Neutronenquelle sind noch schwache Neutronenflüsse bis ca. 10 MeV zu beobachten. Dieses Verhalten spiegeln die Neutronenspektren der verschiedenen Quellen in Abbildung 3-1 sehr gut wieder, wobei für alle Neutronenspektren gemäß Abbildung 5-2 eine deutliche Verschiebung des Neutronenflusses zu niedrigeren Energien zu beobachten ist. Diese Verschiebung ist auf die Moderation der Neutronen an Atomkernen (hauptsächlich durch Stöße an Wasserstoffkernen) bei ihrem Weg von der Quelle zum Detektor zurückzuführen. Der Einfluss des Wassergehaltes der Atmosphäre auf das Neutronenspektrum am Detektor wird im nächsten Abschnitt untersucht.

5.4. Neutronenfluss am Detektor bei feuchter Luft

Um den Einfluss der moderierenden Wirkung von Wasser durch Luftfeuchtigkeit oder Benetzung des Schrottes auf den energieaufgelösten Neutronenfluss $\varphi_n(E_i)$ zu untersuchen, wurden die gleichen Simulationen wie in Kapitel 5.3 unter der hypothetischen Annahme einer Atmosphäre aus 100 % Wasserdampf innerhalb (zwischen den Schrottteilen) und außerhalb des Schrottgebundes wiederholt.

Abbildung 5-3: Neutronenfluss $\varphi_n(E_i)$ pro Binbreite und emittiertem Neutron einer Am-241/Be-Neutronenquelle am mittigen Detektor der Detektorreihe 1 jeweils für unterschiedliche Wassergehalte der Atmosphäre (trocken und Wasserdampf)



Aus dem Vergleich dieser Simulationen (siehe Abbildung 5-3) des Neutronenflusses im Bereich der Detektorreihen ist ersichtlich, dass der Wassergehalt in der Atmosphäre zu einem starken Anstieg der niederenergetischen Neutronen führt, im relevanten Energiebereich zwischen 0,01 und 2 MeV ist nur ein geringer Einfluss zu beobachten. Es wurde daher im Rahmen der weiteren Simulationen von trockener Luft gemäß Tabelle 5-6 ausgegangen. Das Ergebnis einer möglichen Restfeuchtigkeit innerhalb des Gebäudes auf die minimal detektierbaren Aktivitäten von Neutronenquellen wird in Kapitel 5.6.1.2 genauer untersucht.

5.5. Effizienzkalibrierung eines He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohrs mit MCNP

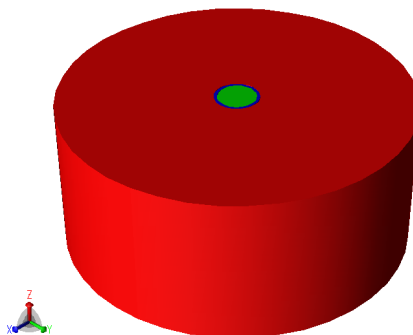
Um eine Aussage über die Detektierbarkeit von Neutronenquellen zu bekommen, sind in Tabelle 5-4 die technischen Spezifikationen eines exemplarischen He-3-Proportionalzählrohrs wiedergeben. Hierbei wurden die Detektorspezifikationen gemäß Tabelle 5-4 an einen kommerziell erhältlichen Portalmonitor angelehnt [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.

Tabelle 5-4: 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 ²
Gasdruck bei 20°C	3 atm
Menge He-3-Gas	10,5 Liter
He-3-Dichte	$3,76 \cdot 10^{-4}$ g/cm ³
Wandstärke	1 mm
Wandmaterial	Edelstahl nach Tabelle 5-1
Moderator	5 cm Polyethylen

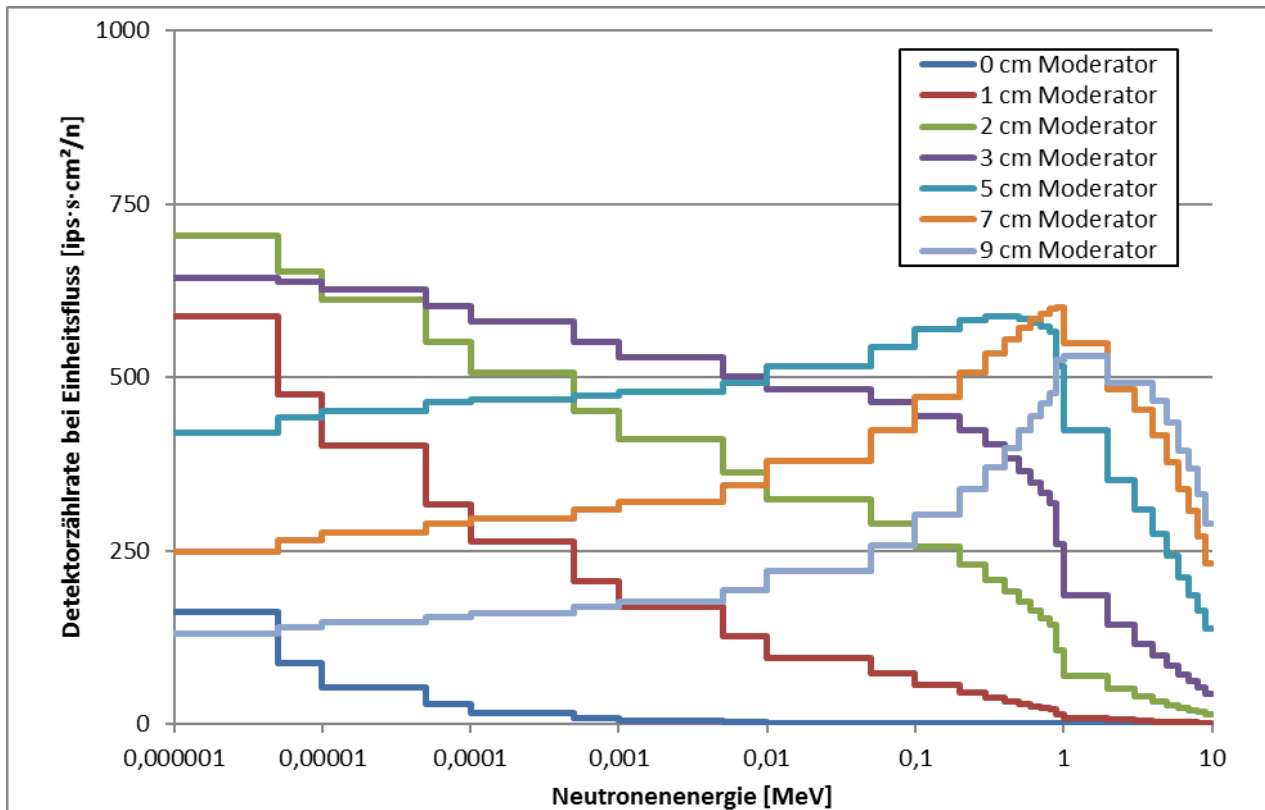
Eine Übersicht über die Detektorgeometrie ist in Abbildung 5-4 wiedergegeben. Hierbei wurde der Detektor mit Polyethylen (14,3716 Gew% H und 85,6284 Gew% C) als Moderator umgeben.

Abbildung 5-4: Darstellung des MCNP-Modells eines He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohrs (zur besseren Veranschaulichung nur mit 5 cm Länge dargestellt): zentral (grün) ist das He-3-Gas, nachfolgend das Wandmaterial (blau) und außen der Moderator Polyethylen (rot) dargestellt



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 nach Kapitel 4 im He-3-Gas die Kernreaktionen $\text{He-3}(n,p)\text{H-3}$ und $\text{He-3}(n,d)\text{H-2}$ zu berücksichtigen. Zur Berechnung der Detektoreffizienz wurde innerhalb der Simulation auf die Wirkungsquerschnitte nach [ENDF 11] zugegriffen (vergleiche Abbildung 4-1). Die Neutronen wurden von einer Flächenquelle (20 cm \times 200 cm) in negativer x-Richtung gemäß Abbildung 5-4 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 5-5. Um den Einfluss der Wandstärke des Polyethylenmoderators auf die Effizienzkalibrierung $\epsilon_n(E_i)$ abzuschätzen, wurden die Simulationen für verschieden Moderatorstärken durchgeführt.

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



Abhängig von der gewählten Moderatorstärke ist aus Abbildung 5-5 folgendes Detektorverhalten ersichtlich:

- Für Polyethylenmoderatorstärken bis 2 cm steigt im niederenergetischen Bereich die Detektoreffizienz mit der Moderatorstärke an, fällt aber für größere Moderatorstärken aufgrund der zunehmenden Neutronenabsorption innerhalb des Moderators wieder ab.
- Für größere Moderatorstärken an Polyethylen kommt es, aufgrund der zunehmenden Thermalisierung von Neutronen durch Stöße mit den Wasserstoffatomen oder anderen leichten Elementen, zu einer besseren Detektoreffizienz für höherenergetische Neutronen. Für Polyethylenmoderatorstärken ab ca. 5 cm ist zudem ein Maximum in der Effizienzkalibrierung zu erkennen, welches sich für größere Stärken zu höheren Energien verschiebt.

Aufgrund der effektiven Detektorfläche von 877,4 cm² (5,08 cm × 172,72 cm) wäre für das hier betrachtete Proportionalzählrohr, unter Berücksichtigung eines Einheitsflusses von 1 n/(cm²·s), eine maximale Detektorzählrate pro Bin von 877,4 (ips·s·cm²)/n möglich. Dieses würde bedeuten, dass für den jeweiligen Bin jedes emittierte Neutron im Detektor detektiert wird. In der Simulation werden, je nach Konfiguration des Moderators und Energiebereichs, bis zu ca. 700 ips·cm² erreicht. Dies zeigt die hohe Effizienz des Detektors.

Gemäß dem zu detektierenden Neutronenfluss $\varphi_n(E_i)$ in Abbildung 5-2 liegt, für alle drei verschiedenen Neutronenquellen, die Neutronenenergie an der Position des Detektors in einem Bereich zwischen 0,01 MeV und 10 MeV. Zur Detektion solcher Neutronenenergien eignen sich gemäß Ab-

bildung 5-5 Polyethylenstärken größer als 3 cm. Aus den Untersuchungen in Kapitel 5.6.4 zeigt sich, dass eine Polyethylenstärke von 5 cm ein optimales Verhältnis von Moderation und Absorption zur Detektion von Neutronenquellen innerhalb eines typischen Schrottgebindes aufweist. Sofern nicht anders erwähnt, wurde in den folgenden Simulationen eine Moderatorstärke von 5 cm Polyethylen verwendet.

5.5.1. Natürlicher Neutronenuntergrund

Um Neutronenquellen im Schrottgebäude sicher zu identifizieren, muss das Signal der Quellenaktivität von dem Signal der Untergrundstrahlung und vom Detektorrauschen unterschieden werden.

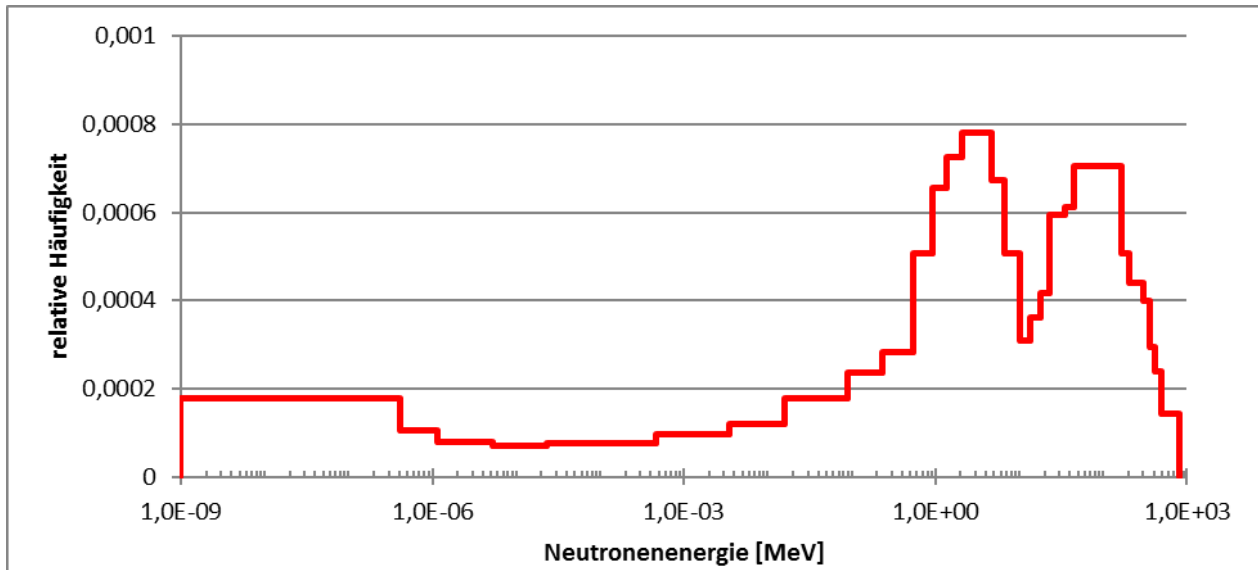
Für die natürliche Untergrundstrahlung von Neutronen können folgende Entstehungsarten angegeben werden:

- (α, n)-Kernreaktionen in Gesteinen,
- Spontanspaltung von U-238,
- Einfang von und Reaktion mit Myonen,
- Verdampfung aus angeregten Kernen; mit Neutronenenergien von 0,5 bis 15 MeV sowie
- Stöße mit primärer oder sekundärer kosmischer Strahlung und Kaskaden mit Neutronenenergien von 50 bis 300 MeV.

Durch diese Prozesse wird gemäß [NAK 05] und [NIE 07] ein mittlerer Neutronenfluss auf Meeresspiegelniveau von ca. $0,0075 \text{ n}/(\text{s}\cdot\text{cm}^2)$ erreicht. Andere Quellen geben für den zu erwartenden Neutronenfluss einen Wertebereich von $0,005 - 0,02 \text{ n}/(\text{s cm}^2)$ an. Der Hauptbeitrag zum Neutronenfluss auf der Erdoberfläche ist kosmogener Natur.

In Abbildung 5-6 ist gemäß [NAK 05] der spektral aufgelöste Neutronenfluss am 06.09.2002 für die Region Sendai (Tohoku University) auf einer Höhe von ca. 70 m dargestellt. Es ist anzunehmen, dass dieses Neutronenspektrum auch für große Bereiche in Europa auf Meeresspiegelniveau anwendbar ist. Dabei ist zu beachten, dass durch periodische Fluktuationen aufgrund des Sonnenzyklus Schwankungen des Neutronenuntergrundflusses möglich sind.

Abbildung 5-6: Spektrum des kosmogenen Neutronenuntergrundes auf Meeresspiegelniveau nach [NAK 05] (gemessen am 06.09.2002)



Aus Abbildung 5-6 ist ersichtlich, dass das Spektrum des kosmogenen Neutronenuntergrundes auf Meeresspiegelniveau seinen größten Beitrag im Bereich von 1 MeV bis zu einigen 100 MeV hat. Auf Basis dieses kosmogenen Neutronenflusses wurde im Rahmen des Kapitels 5.5.2 die hierdurch erzeugte Untergrundzählrate in einem He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohr auf Basis von MCNP-Simulationen berechnet. Der terrestrische Anteil am Neutronenfluss ist deutlich geringer als der kosmogene und wird daher vernachlässigt.

5.5.2. Simulierte Hintergrundzählrate eines He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohrs

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 (vergleiche Abbildung 5-4) 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 5-6 wurden in negativer z-Richtung emittiert.

Aus dieser MCNP-Simulation ergab sich eine Hintergrundzählrate pro spektralem Einheitsfluss von $91,3 \pm 0,2$ (ips·s·cm²)/n. Bei einem angenommenen Neutronenuntergrundfluss von 0,0075 n/(s·cm²) gemäß Kapitel 5.5.1 ergibt sich somit eine Hintergrundzählrate von $0,6850 \pm 0,0008$ ips. Diese geringe Hintergrundzählrate bedeutet, dass es aufgrund des geringen Neutronenhintergrundflusses zu einer geringen Zählrate von Neutronen des kosmogenen Untergrundflusses kommt. Somit ist für eine sichere Detektion von Neutronenstrahlung unter realistischen Messbedingungen, bei Durchfahrtgeschwindigkeiten von (8 bis 16 km/h) [SAIC 04], an einer LKW-Messeinrichtung nur eine sehr geringe Zählrate zu erwarten. Des Weiteren kann davon ausgegangen werden, dass es bei einer Installation von Neutronendetektoren an der Ein- bzw. Ausgangswaage von Schrottplätzen und Schmelzbetrieben aufgrund des Wiegens zu deutlich längeren Standzeiten kommt, hierbei kann aber nicht immer von einer optimalen Messgeometrie (Neutronenquelle direkt vor dem Detektor) ausgegangen werden.

Für die nachfolgenden theoretischen Berechnungen wurde daher angenommen, dass Neutronenquellen ab einer Nettozählrate von > 1 ips sicher nachgewiesen werden. Dies bedeutet, dass das Signal der Neutronenquelle so stark ist, dass dieses im jeweiligen Detektor eine um 1 ips erhöhte Zählrate erzeugt. Aufgrund der niedrigen Hintergrundzählrate kann die Nachweisgrenze durch eine verlängerte Messzeit bzw. deutlich langsamere Durchfahrt signifikant verbessert werden, es ist aber davon auszugehen, dass bei den Ablaufprozessen auf einem Schrottplatz dieser Umstand nur begrenzt berücksichtigt werden kann.

5.6. Minimal detektierbare Aktivitäten für ein He-3-gasgefülltes Proportionalzählrohr

Der Neutronenfluss an den verschiedenen Detektorpositionen der Detektorreihen 1 bis 6 wurde für unterschiedliche Positionen der Neutronenquellen innerhalb des Schrottgebindes bestimmt. Für alle Berechnungen wurde von einer Punktgeometrie für die Quellen ohne Abschirmung ausgegangen. Eine Übersicht über die für die Simulationen gewählten Quellpositionen innerhalb des Gebindes ist in Tabelle 5-5 gegeben.

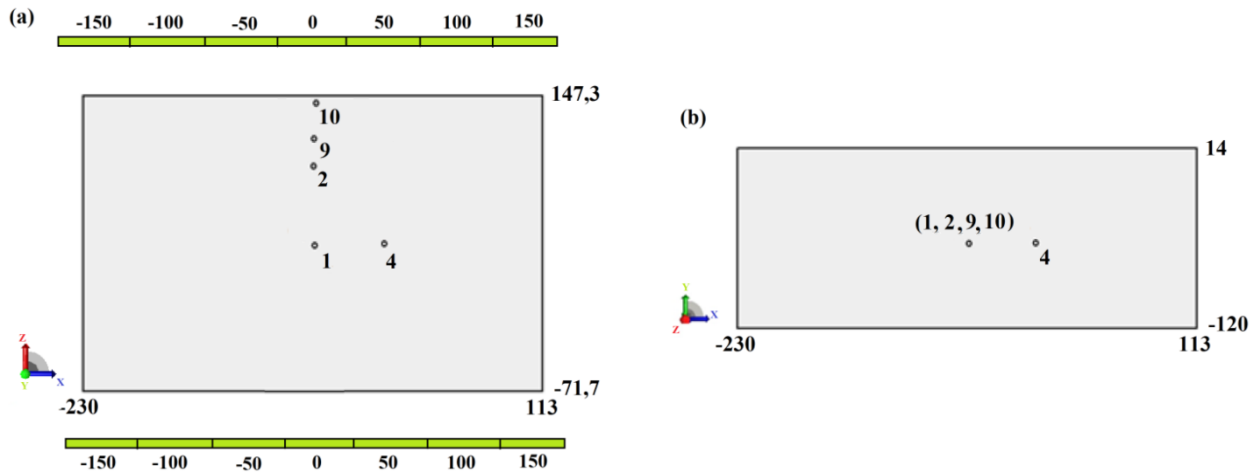
Tabelle 5-5: Im Rahmen der Simulationen verwendete Quellpositionen

Position Nr. *)	x [cm]	y [cm]	z [cm]	Beschreibung
1	-61,4	-58,25	37,3	mittig im Schrottgebinde
2	-61,4	-58,25	87,3	Richtung -z verschoben
4	-11,4	-58,25	37,3	Richtung x verschoben
9	-61,4	-58,25	130,0	am Rande des Gebindes, wandnah
10	-61,4	-58,25	147,3	Richtung x verschoben, direkt an der Wand

*) Diese Positionierungen entsprechen denen in [BS 17a].

Zur besseren Veranschaulichung der Quellpositionen sind die Positionen innerhalb des Gebindes in Abbildung 5-7 skizziert. Für alle durchgeführten Simulationen wurde die Quellposition mittig in y-Richtung innerhalb des Gebindes gewählt. Für die Simulationen der zentralen Positionen 1 und 4 ist für das Messsignal an den seitlichen Detektorreihen eine maximale Absorption zu erwarten.

Abbildung 5-7: Übersicht über die gewählten Quellpositionen innerhalb des Gebäudes. (a) Ansicht von oben, (b) seitliche Ansicht. Die seitlichen Detektorreihen sind in grün dargestellt



Um das Detektorsignal eines Energiebins zu berechnen, wird das Detektorsignal bei Einheitsfluss aus der Effizienzkalibrierung $\varepsilon_n(E_i)$ (vergleiche Abbildung 5-5) binweise mit dem Neutronenfluss pro Einheitsaktivität $\varphi_n(E_i)$ (vergleiche Abbildung 5-2) der Simulationen multipliziert.

$$I = A \cdot \eta \sum_i \varepsilon_n(E_i) \cdot \varphi_n(E_i) \quad (\text{G 5-1})$$

Das gemessene Detektorsignal I pro Einheitsquellstärke der Neutronenquelle (ips·s/n) ergibt sich nach Gleichung (G 5-1) aus der Summation der einzelnen Binbeiträge zum Detektorsignal. Der Faktor η gibt in Gleichung (G 5-1) gemäß Kapitel 3 die Neutronenquellstärke pro Quellaktivität gemäß Kapitel 3 und A die Quellaktivität an.

5.6.1. Minimal detektierbare Am-241/Be-Aktivitäten

5.6.1.1. Referenzfall

In diesem Kapitel werden die Ergebnisse für eine Am-241/Be-Neutronenquelle vorgestellt, welche sich gemäß Tabelle 5-5 an unterschiedlichen Positionen innerhalb des Gebäudes befindet. Alle präsentierten Ergebnisse wurden mittels einer Simulation von 30 Mio. Neutronen gemäß der Verteilung des Am-241/Be-Neutronenspektrums nach Abbildung 3-1 berechnet. Zur Berechnung der Am-241/Be-Aktivität wurde angenommen, dass gemäß Kapitel 3.1 ein Neutronenfluss von 2 Mio. n/s für jedes Ci-Quellaktivität Am-241 vorliegt und dass gemäß Gleichung (G 5-1) am Neutronendetektor eine Zählrate von 1 ips über dem Neutronenuntergrund gemessen wurde. Die in Tabelle 5-6 angegebenen Unsicherheiten berücksichtigen aus den MCNP-Simulationen sowohl die statistischen Unsicherheiten des Neutronenflusses als auch die statistischen Unsicherheiten aus der Effizienzkalibrierung des Detektors.

Tabelle 5-6: Minimale detektierbare Am-241/Be-Aktivitäten für unterschiedliche Quellpositionen innerhalb des Gebäudes (minimale Aktivität ist fett dargestellt)

Abstand [cm] ^{*)}	Minimale detektierbare Am-241/Be-Aktivität [MBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
Position 1						
150	34,56 ± 0,15	34,74 ± 0,16	23,80 ± 0,08	24,77 ± 0,08	31,08 ± 0,13	32,36 ± 0,14
100	19,42 ± 0,06	18,54 ± 0,06	17,89 ± 0,05	18,87 ± 0,05	17,23 ± 0,05	18,36 ± 0,06
50	13,00 ± 0,03	12,35 ± 0,03	15,01 ± 0,04	15,63 ± 0,04	11,69 ± 0,03	12,06 ± 0,03
0	11,27 ± 0,03	10,73 ± 0,02	14,09 ± 0,03	14,38 ± 0,03	10,39 ± 0,02	10,46 ± 0,02
-50	12,72 ± 0,03	12,44 ± 0,03	15,47 ± 0,04	15,10 ± 0,04	11,91 ± 0,03	11,73 ± 0,03
-100	19,38 ± 0,06	18,72 ± 0,06	18,92 ± 0,05	18,72 ± 0,05	17,25 ± 0,05	17,64 ± 0,05
-150	36,10 ± 0,17	34,34 ± 0,15	25,33 ± 0,09	25,51 ± 0,09	32,40 ± 0,14	34,27 ± 0,15
Position 2						
150	68,48 ± 0,31	67,44 ± 0,31	27,28 ± 0,09	25,05 ± 0,08	17,08 ± 0,07	17,43 ± 0,08
100	40,95 ± 0,13	39,36 ± 0,12	22,15 ± 0,06	19,83 ± 0,06	8,98 ± 0,03	9,01 ± 0,03
50	29,45 ± 0,07	27,89 ± 0,07	18,33 ± 0,05	16,79 ± 0,04	5,61 ± 0,01	5,50 ± 0,01
0	27,17 ± 0,06	25,83 ± 0,06	18,02 ± 0,04	16,57 ± 0,04	4,39 ± 0,01	4,70 ± 0,01
-50	30,96 ± 0,08	29,64 ± 0,07	19,42 ± 0,05	17,77 ± 0,04	5,22 ± 0,01	5,57 ± 0,01
-100	45,84 ± 0,15	43,17 ± 0,14	23,22 ± 0,07	21,36 ± 0,06	8,80 ± 0,03	9,46 ± 0,03
-150	79,46 ± 0,38	74,82 ± 0,34	29,83 ± 0,10	28,58 ± 0,10	18,12 ± 0,08	19,88 ± 0,09
Position 4						
150	21,81 ± 0,07	21,86 ± 0,07	20,10 ± 0,06	20,60 ± 0,06	19,60 ± 0,06	20,68 ± 0,07
100	13,91 ± 0,04	13,58 ± 0,03	16,70 ± 0,04	17,32 ± 0,05	12,17 ± 0,03	12,38 ± 0,03
50	10,42 ± 0,02	9,88 ± 0,02	15,22 ± 0,04	15,77 ± 0,04	10,57 ± 0,02	10,73 ± 0,02
0	12,37 ± 0,03	11,92 ± 0,03	16,12 ± 0,04	16,48 ± 0,04	12,67 ± 0,03	12,79 ± 0,03
-50	18,12 ± 0,05	16,81 ± 0,05	18,46 ± 0,05	19,35 ± 0,05	17,60 ± 0,05	18,33 ± 0,06
-100	30,88 ± 0,13	28,95 ± 0,12	23,98 ± 0,08	25,04 ± 0,08	28,36 ± 0,11	30,79 ± 0,13
-150	61,75 ± 0,40	58,10 ± 0,36	33,22 ± 0,13	34,83 ± 0,14	55,48 ± 0,33	60,96 ± 0,39
Position 9						
150	161,20 ± 1,57	163,36 ± 1,58	41,48 ± 0,19	35,57 ± 0,15	9,37 ± 0,03	10,94 ± 0,03
100	103,32 ± 0,76	97,01 ± 0,69	33,06 ± 0,13	26,59 ± 0,09	4,21 ± 0,01	4,92 ± 0,01
50	73,63 ± 0,44	68,72 ± 0,40	28,80 ± 0,10	23,27 ± 0,07	2,03 ± 0,00	2,29 ± 0,00
0	66,01 ± 0,37	62,54 ± 0,34	26,88 ± 0,09	21,29 ± 0,06	1,34 ± 0,00	1,49 ± 0,00
-50	73,80 ± 0,44	69,03 ± 0,40	27,56 ± 0,10	22,75 ± 0,07	2,06 ± 0,00	1,93 ± 0,00
-100	104,96 ± 0,78	97,15 ± 0,69	31,45 ± 0,12	26,72 ± 0,09	4,94 ± 0,01	3,95 ± 0,01
-150	174,33 ± 1,75	163,99 ± 1,59	42,71 ± 0,20	34,35 ± 0,14	10,91 ± 0,03	9,51 ± 0,03
Position 10						
150	292,72 ± 3,66	286,92 ± 3,58	67,89 ± 0,38	61,15 ± 0,32	10,28 ± 0,03	10,48 ± 0,03
100	187,47 ± 1,80	178,21 ± 1,66	52,24 ± 0,24	43,85 ± 0,18	4,91 ± 0,01	5,01 ± 0,01
50	136,75 ± 1,09	126,60 ± 0,96	44,95 ± 0,19	32,74 ± 0,11	2,218 ± 0,002	2,279 ± 0,002
0	121,26 ± 0,90	114,29 ± 0,82	44,11 ± 0,18	34,25 ± 0,12	1,391 ± 0,001	1,438 ± 0,001
-50	135,03 ± 1,07	127,41 ± 0,97	46,31 ± 0,20	38,57 ± 0,15	2,183 ± 0,002	2,230 ± 0,002
-100	187,46 ± 1,81	175,74 ± 1,64	53,17 ± 0,25	44,78 ± 0,19	4,79 ± 0,01	4,85 ± 0,01
-150	314,77 ± 4,10	283,75 ± 3,52	65,85 ± 0,36	53,99 ± 0,26	10,06 ± 0,03	10,16 ± 0,03

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

Aus den Ergebnissen der Tabelle 5-6 lässt sich sehr gut erkennen, dass bei einer zentralen Position der Am-241/Be-Neutronenquelle innerhalb des Schrottgebindes (Position 1) für die seitlichen Detektorreihen eine minimal detektierbare Am-241/Be-Aktivität von ca. 10,5 bis 11,5 MBq vorliegt. Bei einer Positionierung der Neutronenquelle näher an den Detektorreihen 5 und 6 (vergleiche Abbildung 5-1) ist für die Position 2 eine deutliche Herabsetzung der minimal detektierbaren Am-241/Be-Aktivität auf ca. 4,5 MBq für diese Detektorreihen zu beobachten. Bei einer wandnahen Positionierung des Neutronenstrahlers (Position 9) kann eine Am-241/Be-Aktivität von ca. 1,5 MBq an der günstigen Seite nachgewiesen werden.

Für die Neutronendetektoren oberhalb des Schrottgebindes (Detektorreihen 3 und 4) liegen aufgrund des größeren Abstandes zum Schrottgebäude, ungünstigere Geometrien und somit höhere minimal detektierbare Am-241/Be-Aktivitäten von 14,09 MBq für die Position 1 vor.

5.6.1.2. Einfluss der Luftfeuchtigkeit auf die minimal detektierbare Aktivität

In diesem Abschnitt soll untersucht werden, welchen Einfluss eine veränderte Luftfeuchtigkeit der Atmosphäre und eine mögliche Restfeuchtigkeit innerhalb des Gebäudes auf die minimal detektierbare Aktivität für Neutronenquellen hat. Um diesen Effekt abzuschätzen, wurde die Simulation einer Am-241/Be-Neutronenquelle wie in Abschnitt 5.6.1 an der zentralen Position 1 mit einer Atmosphäre aus reinem Wasserdampf einer Dichte von $0,000756 \text{ g/cm}^3$ (vergleiche Tabelle 5-3) wiederholt. Das Ergebnis dieser Simulation ist in Tabelle 5-7 präsentiert.

Tabelle 5-7: Einfluss der Luftfeuchtigkeit auf die minimal detektierbare Aktivität einer Am-241/Be-Neutronenquelle (minimale Aktivität ist fett dargestellt)

Abstand [cm] ^{*)}	Minimale detektierbare Am-241/Be-Aktivität [MBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
Position 1 (Wasserdampf)						
150	35,51 ± 0,39	34,73 ± 0,38	23,52 ± 0,19	24,96 ± 0,21	31,13 ± 0,32	32,29 ± 0,34
100	19,54 ± 0,15	18,39 ± 0,14	17,76 ± 0,12	18,72 ± 0,13	17,36 ± 0,12	18,39 ± 0,14
50	12,94 ± 0,08	12,38 ± 0,07	14,93 ± 0,09	15,54 ± 0,09	11,63 ± 0,07	12,06 ± 0,07
0	11,25 ± 0,06	10,82 ± 0,06	14,14 ± 0,08	14,36 ± 0,08	10,30 ± 0,05	10,46 ± 0,06
-50	12,76 ± 0,08	12,51 ± 0,07	15,39 ± 0,09	15,09 ± 0,09	11,87 ± 0,07	11,66 ± 0,07
-100	19,20 ± 0,15	18,76 ± 0,14	18,82 ± 0,13	18,72 ± 0,13	17,22 ± 0,12	17,69 ± 0,13
-150	36,53 ± 0,42	34,33 ± 0,38	24,91 ± 0,21	25,38 ± 0,21	32,10 ± 0,34	34,05 ± 0,37

Aus Tabelle 5-7 ist ersichtlich, dass im Vergleich zu den Ergebnissen basierend auf trockener Luft (vergleiche Tabelle 5-6) eine höhere Luftfeuchtigkeit zu einer leichten Verbesserung der minimal detektierbaren Aktivität für die meisten Detektorpositionen führt. Diese Verbesserung der Detektierbarkeit ist auf eine verstärkte Thermalisierung der Neutronen an den Wasserstoffatomen des Wasserdampfes zurückzuführen, was zu einer Verschiebung des Neutronenflussspektrums am Detektor $\varphi_n(E_i)$ (vergleiche Abbildung 5-2) zu niedrigeren Energien und somit zu einer leicht besseren Detektierbarkeit führt. Der Einfluss des erhöhten Wasserstoffgehaltes der Atmosphäre auf das Ergebnis ist nur gering und wird daher nicht weiter betrachtet. Dieses Ergebnis ist aufgrund der sich ähnelnden Neutronenspektren (vergleiche Abbildung 3-1) auch auf die Cf-252- und AmO₂-Neutronenquellen übertragbar. Eine mögliche Benetzung des Stahlschrotts mit Feuchtigkeit (z. B. bei Regen und nicht abgedeckter Ladung) ist durch die Annahme von reinem Wasserdampf als Atmosphäre in der Simulation bereits hinreichend abgedeckt.

5.6.1.3. Einfluss der Stahlsorte auf die minimal detektierbare Aktivität

In diesem Abschnitt soll in Analogie zu Kapitel 5.6.1.2, der Einfluss der Stahlsorte auf die minimal detektierbare Aktivität für Neutronenquellen untersucht werden. Um diesen Effekt abzuschätzen, wurde die Simulation einer Am-241/Be-Neutronenquelle gemäß Abschnitt 5.6.1, an der zentralen Position 1 mit einem Schrottgebände aus C-Stahl gleicher Dichte ($7,85 \text{ g/cm}^3$) wiederholt. Die Ergebnisse dieser Simulation sind in Tabelle 5-8 zusammengefasst.

Tabelle 5-8: Einfluss der Stahlsorte auf die minimal detektierbare Aktivität einer Am-241/Be-Neutronenquelle (minimale Aktivität ist fett dargestellt)

Abstand [cm] ^{*)}	Minimale detektierbare Am-241/Be-Aktivität [MBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
Position 1 (C-Stahl)						
150	31,80 ± 0,14	31,84 ± 0,14	23,82 ± 0,08	24,89 ± 0,08	28,73 ± 0,12	30,02 ± 0,13
100	18,63 ± 0,06	17,88 ± 0,05	18,08 ± 0,05	19,19 ± 0,05	16,52 ± 0,05	17,50 ± 0,05
50	12,75 ± 0,03	12,11 ± 0,03	15,36 ± 0,04	15,98 ± 0,04	11,55 ± 0,03	11,84 ± 0,03
0	11,05 ± 0,02	10,53 ± 0,02	14,42 ± 0,03	14,69 ± 0,04	10,25 ± 0,02	10,29 ± 0,02
-50	12,44 ± 0,03	12,20 ± 0,03	15,81 ± 0,04	15,42 ± 0,04	11,71 ± 0,03	11,49 ± 0,03
-100	18,45 ± 0,06	17,96 ± 0,05	19,29 ± 0,06	19,04 ± 0,05	16,69 ± 0,05	16,84 ± 0,05
-150	32,53 ± 0,14	31,81 ± 0,14	25,35 ± 0,09	25,74 ± 0,09	29,88 ± 0,13	31,12 ± 0,13

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

Verglichen mit den Simulationsergebnissen für Edelstahl (siehe Tabelle 5-6) ist bei der Verwendung von C-Stahl im Rahmen der Simulationen nach Tabelle 5-8 nur eine leichte Verbesserung der Detektierbarkeit einer Am-241/Be-Neutronenquelle zu beobachten. Hieraus lässt sich ableiten, dass die Stahlzusammensetzung des Gebäudes (sofern keine hohen Konzentrationen von Kobalt oder anderen Neutronengiften zu berücksichtigen sind) nur einen geringen Einfluss auf die minimale detektierbare Aktivität von Am-241/Be-Neutronenquellen hat. Dieses Ergebnis ist aufgrund der sich ähnelnden Neutronenspektren (vergleiche Abbildung 3-1) auch auf die Cf-252- und AmO₂-Neutronenquellen übertragbar. Es wird daher im Rahmen der weiteren Simulationen von Stahlschrott bestehend aus Edelstahl gemäß Tabelle 5-1 ausgegangen.

5.6.2. Minimale detektierbare AmO₂-Aktivitäten

In diesem Kapitel werden die Ergebnisse für eine AmO₂-Neutronenquelle vorgestellt, welche sich gemäß Tabelle 5-5 an unterschiedlichen Positionen innerhalb des Gebäudes befindet. Alle präsentierten Ergebnisse wurden mittels einer Simulation von 30 Mio. ausgesendeter Neutronen gemäß der Verteilung des AmO₂-Neutronenspektrums nach Abbildung 3-1 berechnet. Zur Berechnung der AmO₂-Aktivität wurde angenommen, dass gemäß Kapitel 3.4 ein Neutronenfluss von 10.000 n/s für jedes Ci-Quellaktivität Am-241 vorliegt und dass gemäß Gleichung (G 5-1) am Neutronendetektor eine Zählrate von 1 ips über dem Neutronenuntergrund gemessen wurde.

Tabelle 5-9: Minimale detektierbare AmO₂-Aktivitäten an unterschiedliche Quellpositionen innerhalb des Gebindes (minimale Aktivität ist fett dargestellt)

Abstand [cm] *)	Minimale detektierbare AmO ₂ -Aktivität [GBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
Position 1						
150	6,302 ± 0,003	6,351 ± 0,003	4,222 ± 0,002	4,428 ± 0,002	5,591 ± 0,002	5,951 ± 0,002
100	3,528 ± 0,001	3,401 ± 0,001	3,167 ± 0,001	3,362 ± 0,001	3,091 ± 0,001	3,307 ± 0,001
50	2,344 ± 0,001	2,225 ± 0,001	2,659 ± 0,001	2,782 ± 0,001	2,115 ± 0,001	2,175 ± 0,001
0	2,032 ± 0,001	1,933 ± 0,001	2,501 ± 0,001	2,543 ± 0,001	1,874 ± 0,001	1,883 ± 0,001
-50	2,310 ± 0,001	2,274 ± 0,001	2,780 ± 0,001	2,677 ± 0,001	2,167 ± 0,001	2,120 ± 0,001
-100	3,565 ± 0,001	3,451 ± 0,001	3,377 ± 0,001	3,335 ± 0,001	3,149 ± 0,001	3,202 ± 0,001
-150	6,617 ± 0,003	6,400 ± 0,003	7,219 ± 0,004	7,273 ± 0,004	5,881 ± 0,002	6,233 ± 0,003
Position 2						
150	12,591 ± 0,005	12,512 ± 0,005	4,862 ± 0,002	4,494 ± 0,002	3,047 ± 0,001	3,125 ± 0,001
100	7,484 ± 0,003	7,270 ± 0,003	3,985 ± 0,002	3,590 ± 0,002	1,602 ± 0,001	1,587 ± 0,001
50	5,501 ± 0,002	5,133 ± 0,002	3,259 ± 0,001	2,983 ± 0,001	0,9944 ± 0,0004	0,9633 ± 0,0004
0	4,995 ± 0,002	4,782 ± 0,002	3,252 ± 0,001	2,968 ± 0,001	0,7676 ± 0,0004	0,8273 ± 0,0004
-50	5,724 ± 0,002	5,447 ± 0,002	3,496 ± 0,001	3,177 ± 0,001	0,9066 ± 0,0004	0,9783 ± 0,0004
-100	8,423 ± 0,003	7,898 ± 0,003	4,173 ± 0,002	3,838 ± 0,002	1,555 ± 0,001	1,674 ± 0,001
-150	14,810 ± 0,006	13,840 ± 0,005	5,296 ± 0,002	5,205 ± 0,002	3,251 ± 0,001	3,585 ± 0,002
Position 9						
150	32,240 ± 0,012	32,671 ± 0,012	8,296 ± 0,004	7,114 ± 0,003	1,875 ± 0,001	2,188 ± 0,001
100	20,664 ± 0,008	19,401 ± 0,007	6,612 ± 0,003	5,317 ± 0,002	0,8412 ± 0,0005	0,9837 ± 0,0005
50	14,726 ± 0,006	13,744 ± 0,005	5,761 ± 0,002	4,654 ± 0,002	0,4068 ± 0,0002	0,4583 ± 0,0002
0	13,201 ± 0,005	12,509 ± 0,005	5,376 ± 0,002	4,258 ± 0,002	0,2678 ± 0,0002	0,2972 ± 0,0002
-50	14,760 ± 0,006	13,806 ± 0,005	5,511 ± 0,002	4,550 ± 0,002	0,4117 ± 0,0002	0,3869 ± 0,0002
-100	20,992 ± 0,008	19,430 ± 0,007	6,291 ± 0,003	5,345 ± 0,002	0,9880 ± 0,0005	0,7906 ± 0,0004
-150	34,865 ± 0,013	32,797 ± 0,013	8,543 ± 0,004	6,870 ± 0,003	2,183 ± 0,001	1,901 ± 0,001
Position 10						
150	84,503 ± 0,041	83,197 ± 0,040	20,338 ± 0,012	18,002 ± 0,010	2,972 ± 0,002	3,042 ± 0,002
100	53,876 ± 0,026	50,141 ± 0,024	15,399 ± 0,009	13,071 ± 0,008	1,407 ± 0,001	1,440 ± 0,001
50	38,556 ± 0,018	35,914 ± 0,017	13,216 ± 0,008	9,745 ± 0,006	0,624 ± 0,001	0,642 ± 0,001
0	35,327 ± 0,017	32,858 ± 0,016	13,120 ± 0,007	10,233 ± 0,006	0,387 ± 0,000	0,401 ± 0,000
-50	38,091 ± 0,018	35,726 ± 0,017	13,832 ± 0,008	11,444 ± 0,007	0,612 ± 0,001	0,626 ± 0,001
-100	53,105 ± 0,025	50,056 ± 0,024	15,815 ± 0,009	13,497 ± 0,008	1,366 ± 0,001	1,383 ± 0,001
-150	87,595 ± 0,042	82,409 ± 0,039	19,370 ± 0,011	16,040 ± 0,010	2,888 ± 0,002	2,923 ± 0,002

*) Abstand relativ zum Mittelpunkt des Schrottgebindes angegeben

Aus den Ergebnissen der Tabelle 5-9 lässt sich sehr gut erkennen, dass bei einer zentralen Position der AmO₂-Neutronenquelle innerhalb des Schrottgebindes (Position 1) für die seitlichen Detektorreihen eine minimale detektierbare AmO₂-Aktivität von ca. 1,8 GBq vorliegt. Bei einer Positionierung der Neutronenquelle näher an den Detektorreihen 5 und 6 (Position 2) ist eine deutliche Herabsetzung der minimal detektierbaren AmO₂-Aktivität auf ca. 0,75 GBq zu beobachten. Bei einer wandnahen Positionierung des Neutronenstrahlers (Position 9) kann eine AmO₂-Aktivität von ca. 0,3 GBq an der günstigen Seite nachgewiesen werden. Für die Neutronendetektoren oberhalb des

Schrottgebundes liegen aufgrund des größeren Abstandes zum Schrottgebäude eine ungünstigere Geometrie und somit höhere minimale detektierbare AmO₂-Aktivitäten vor.

5.6.3. Minimale detektierbare Cf-252-Aktivitäten

In diesem Kapitel werden die Ergebnisse für eine Cf-252-Neutronenquelle vorgestellt, welche sich gemäß Tabelle 5-5 an den unterschiedlichen Positionen innerhalb des Gebindes befindet. Alle präsentierten Ergebnisse wurden mittels einer Simulation von 30 Mio. ausgesendeter Neutronen gemäß der Verteilung des Cf-252-Neutronenspektrums nach Abbildung 3-1 berechnet. Zur Berechnung der Cf-252-Aktivität wurde angenommen, dass gemäß Kapitel 3.1 ein Neutronenfluss von 0,09 n/s für jedes Bq-Quellaktivität Cf-252 vorliegt und dass gemäß Gleichung **Fehler! Verweisquelle konnte nicht gefunden werden.** am Neutronendetektor eine Zählrate von 1 ips über dem Neutronenuntergrund gemessen wurde.

Tabelle 5-10: Minimale detektierbare Cf-252-Aktivitäten an unterschiedliche Quellpositionen innerhalb des Gebindes (minimale Aktivität ist fett dargestellt)

Abstand [cm] *)	Minimale detektierbare Cf-252-Aktivität [kBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
Position 1						
150	18,74 ± 0,09	18,68 ± 0,09	12,25 ± 0,05	13,02 ± 0,05	16,42 ± 0,08	17,55 ± 0,09
100	10,44 ± 0,04	10,09 ± 0,03	9,15 ± 0,03	9,77 ± 0,03	9,09 ± 0,03	9,75 ± 0,03
50	6,88 ± 0,02	6,54 ± 0,02	7,66 ± 0,02	8,02 ± 0,02	6,22 ± 0,02	6,39 ± 0,02
0	5,94 ± 0,02	5,69 ± 0,01	7,24 ± 0,02	7,33 ± 0,02	5,50 ± 0,01	5,49 ± 0,01
-50	6,78 ± 0,02	6,65 ± 0,02	8,02 ± 0,02	7,76 ± 0,02	6,38 ± 0,02	6,19 ± 0,02
-100	10,49 ± 0,04	10,16 ± 0,04	9,84 ± 0,03	9,65 ± 0,03	9,22 ± 0,03	9,40 ± 0,03
-150	19,76 ± 0,10	18,89 ± 0,09	13,38 ± 0,05	13,46 ± 0,05	17,48 ± 0,08	18,35 ± 0,09
Position 2						
150	37,48 ± 0,19	37,90 ± 0,20	14,12 ± 0,05	13,06 ± 0,05	8,79 ± 0,04	9,11 ± 0,04
100	22,12 ± 0,08	21,63 ± 0,08	11,74 ± 0,04	10,42 ± 0,03	4,62 ± 0,02	4,60 ± 0,02
50	16,39 ± 0,05	15,47 ± 0,04	9,36 ± 0,03	8,58 ± 0,02	2,86 ± 0,01	2,77 ± 0,01
0	14,73 ± 0,04	14,27 ± 0,04	9,42 ± 0,03	8,70 ± 0,02	2,19 ± 0,01	2,37 ± 0,01
-50	16,95 ± 0,05	16,18 ± 0,05	10,16 ± 0,03	9,29 ± 0,03	2,61 ± 0,01	2,82 ± 0,01
-100	25,11 ± 0,09	23,80 ± 0,09	12,14 ± 0,04	11,12 ± 0,04	4,53 ± 0,01	4,89 ± 0,02
-150	44,55 ± 0,24	41,56 ± 0,21	15,41 ± 0,06	15,26 ± 0,06	9,48 ± 0,04	10,49 ± 0,05
Position 4						
150	11,79 ± 0,04	11,73 ± 0,04	10,41 ± 0,03	10,75 ± 0,03	10,52 ± 0,03	11,21 ± 0,04
100	7,41 ± 0,02	7,19 ± 0,02	8,63 ± 0,02	9,01 ± 0,02	6,41 ± 0,01	6,49 ± 0,02
50	5,39 ± 0,01	5,13 ± 0,01	7,80 ± 0,02	8,17 ± 0,02	5,529 ± 0,012	5,597 ± 0,012
0	6,58 ± 0,02	6,31 ± 0,01	8,43 ± 0,02	8,64 ± 0,02	6,769 ± 0,016	6,804 ± 0,016
-50	9,79 ± 0,03	8,83 ± 0,02	9,48 ± 0,03	10,02 ± 0,03	9,387 ± 0,027	9,874 ± 0,030
-100	16,68 ± 0,07	15,60 ± 0,06	12,53 ± 0,04	13,22 ± 0,04	15,07 ± 0,06	16,95 ± 0,07
-150	33,85 ± 0,22	31,66 ± 0,19	17,44 ± 0,07	18,44 ± 0,08	29,78 ± 0,18	34,15 ± 0,22

Abstand [cm] *)	Minimale detektierbare Cf-252-Aktivität [kBq] nach Detektorreihen					
	1	2	3	4	5	6
Position 9						
150	97,86 ± 0,51	99,15 ± 0,52	24,13 ± 0,09	21,02 ± 0,08	5,36 ± 0,02	6,30 ± 0,03
100	62,54 ± 0,23	58,42 ± 0,21	19,54 ± 0,06	15,53 ± 0,05	2,37 ± 0,01	2,78 ± 0,01
50	44,38 ± 0,13	41,20 ± 0,12	16,86 ± 0,05	13,56 ± 0,04	1,126 ± 0,003	1,268 ± 0,003
0	39,71 ± 0,11	36,92 ± 0,10	15,71 ± 0,04	12,25 ± 0,03	0,732 ± 0,002	0,815 ± 0,002
-50	44,00 ± 0,13	41,35 ± 0,12	16,05 ± 0,05	13,17 ± 0,04	1,137 ± 0,003	1,064 ± 0,003
-100	62,86 ± 0,24	59,28 ± 0,22	18,32 ± 0,06	15,52 ± 0,05	2,76 ± 0,01	2,22 ± 0,01
-150	107,14 ± 0,58	97,56 ± 0,51	24,77 ± 0,09	19,92 ± 0,07	6,21 ± 0,03	5,40 ± 0,03
Position 10						
150	169,32 ± 2,16	173,75 ± 2,21	36,20 ± 0,20	31,92 ± 0,16	4,37 ± 0,01	4,45 ± 0,01
100	112,09 ± 1,11	104,29 ± 0,99	26,91 ± 0,13	22,89 ± 0,10	2,03 ± 0,00	2,08 ± 0,00
50	80,85 ± 0,66	73,42 ± 0,57	23,25 ± 0,10	16,35 ± 0,06	0,874 ± 0,001	0,898 ± 0,001
0	71,45 ± 0,54	66,29 ± 0,48	23,61 ± 0,10	17,93 ± 0,06	0,530 ± 0,001	0,548 ± 0,001
-50	78,83 ± 0,63	73,19 ± 0,56	25,04 ± 0,11	20,44 ± 0,08	0,857 ± 0,001	0,877 ± 0,001
-100	111,78 ± 1,10	103,23 ± 0,97	28,52 ± 0,14	23,72 ± 0,10	1,98 ± 0,00	2,00 ± 0,00
-150	179,93 ± 2,37	168,61 ± 2,13	34,48 ± 0,19	27,17 ± 0,13	4,23 ± 0,01	4,30 ± 0,01

*) Abstand relativ zum Mittelpunkt des Schrottgebindes angegeben

Aus den Ergebnissen der Tabelle 5-10 lässt sich sehr gut erkennen, dass bei einer zentralen Position der Cf-252-Neutronenquelle innerhalb des Schrottgebindes (Position 1) für die seitlichen Detektorreihen eine minimale detektierbare Aktivität von ca. 5,5 kBq vorliegt, was im Rahmen der hier betrachteten Neutronenquellen die geringste nachweisbare Aktivität für eine zentrale Positionierung darstellt. Für eine Verschiebung der Quellposition innerhalb des Gebindes (Position 10) ergeben sich mit 5,13 kBq nur leichte Änderungen der minimal detektierbaren Aktivität gegenüber der Position 1.

Bei einer Positionierung der Neutronenquelle näher an den Detektorreihen 5 und 6 (Position 2) ist eine deutliche Herabsetzung der minimalen detektierbaren AmO₂-Aktivität auf ca. 2,6 kBq zu beobachten. Bei einer wandnahen Positionierung des Neutronenstrahlers (Position 9) kann eine Cf-252-Aktivität von ca. 0,7 kBq an der günstigen Seite nachgewiesen werden. Für Neutronendetektoren, die oberhalb der Schrottgebindes positioniert sind, liegt wie bei den anderen beiden Neutronenquellen aufgrund des größeren Abstandes zum Schrottgebäude eine ungünstigere Geometrie und somit eine höhere minimale detektierbare Cf-252-Aktivitäten vor.

5.6.4. Minimale detektierbare Aktivitäten in Abhängigkeit von der gewählten Polyethylen Moderatorstärke

Wie bereits in Kapitel 5.2 dargestellt, hat die gewählte Polyethylenmoderatorstärke bei unterschiedlichen Neutronenenergien bzw. Neutronenspektren einen großen Einfluss auf die Detektoreffizienz. In diesem Kapitel sind in Tabelle 5-11 für Position 1 und unterschiedliche Polyethylenmoderatorstärken die minimal detektierbaren Aktivitäten der drei Neutronenquellen dargestellt. Bei dieser Berechnung wurden die jeweiligen Effizienzkalibrierungen gemäß Abbildung 5-5 verwendet.

Tabelle 5-11: Minimale detektierbare Aktivität verschiedener Neutronenquellen an Position 1 für unterschiedliche Polyethylenmoderatorstärken

Moderatorstärke [cm]	minimale detektierbare Aktivität für Position 1		
	Am-241/Be [MBq]	AmO ₂ [GBq]	Cf-252 [kBq]
0	8807,57 ± 50,49	1541,4 ± 0,3	4119,81 ± 21,93
1	164,19 ± 0,52	28,82 ± 0,04	65,86 ± 0,24
2	32,76 ± 0,08	5,776 ± 0,004	14,50 ± 0,04
3	16,65 ± 0,04	2,953 ± 0,002	7,91 ± 0,02
5	10,39 ± 0,02	1,874 ± 0,001	5,50 ± 0,01
7	10,09 ± 0,02	1,863 ± 0,001	5,87 ± 0,01
9	12,48 ± 0,03	2,379 ± 0,001	8,00 ± 0,02

Aus Tabelle 5-11 ist zu erkennen, dass für eine Am-241/Be- und AmO₂-Neutronenquelle die Moderatorstärke optimal mit ca. 7 cm Polyethylen gewählt wird, wobei für 5 cm Moderatorstärke praktisch identische Ergebnisse erzielt werden. Für die Cf-252-Neutronenquelle, der Quelle mit dem energetisch niedrigsten Neutronenspektrum, liegt das Optimum bereits bei 5 cm.

5.6.5. Zusammenfassung der minimalen detektierbaren Aktivität verschiedener Neutronenstrahler mittels eines He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohrs

Im Vergleich zu den Ergebnissen des AP2.1 [BS 17a], bei dem u. a. der Einfluss der Gebindeanisotropie auf die minimale Detektierbarkeit von Gammastrahlung im Stahlschrott untersucht wurde, ist im Rahmen dieser Untersuchung für die Detektierbarkeit von Neutronenstrahlung bei zentraler Positionierung (Position 1) eine geringe Abweichung für die vier zentral gelegenen seitlichen Detektoren bei 0 cm Abstand zu beobachten. Hieraus lässt sich schließen, dass die Anisotropie des Schrotts in dem Gebinde, im Unterschied zur Gammastrahlung, auf die Detektion von Neutronen keinen großen Einfluss hat.

In Tabelle 5-12 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 AmO₂-Neutronenquellen ist ausschließlich auf die hohe Neutronenausbeute pro radioaktiven Zerfall (n/s pro Bq) zurückzuführen. Diese ist dadurch begründet, dass es für Neutronenquellen aus Spontanspaltungsprozessen, im Vergleich zu den beiden anderen Typen von Neutronenquellen, keiner zwischengeschalteten Kernreaktion zur Neutronenerzeugung bedarf. Die Nachweiswahrscheinlichkeit der ausgesendeten Neutronen der drei verschiedenen Quellen ist für einen He-3-gasgefüllten Detektor mit geeignetem Moderator vergleichbar.

Tabelle 5-12: 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 ₂ [MBq]	Cf-252 [kBq]	Am-241 [MBq]
1	10,39 ± 0,02	1.874,0 ± 1,0	5,50 ± 0,01	7,6E+06 ^{*)}
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

^{*)} Dieser Wert beruht in [BS 17a] auf einer MicroShield-Berechnung [GRO 09] unter der Annahme einer homogenen Dichteverteilung des Schrottes im Gebinde.

Der geringe Einfluss der Gebindeanisotropie wird ebenfalls aus den Ergebnissen aus Tabelle 5-12 deutlich, wo die minimale detektierbare Aktivität zwischen den verschiedenen zentralen Positionen 1 und 4 für die Am-241/Be-Neutronenquelle nur um ca. 5 % und für eine Cf-252-Neutronenquelle um ca. 7 % voneinander abweichen, wohingegen bei gleicher Positionierung der Quelle, die minimale detektierbare Aktivität für einen Co-60-Gammastrahler zwischen diesen beiden Positionen um ca. 68 % voneinander abweichen (vergleiche Kapitel 4.4.1 des AP2.1 [BS 17a]). Für die Cs-137-Gammastrahlung ist gemäß [BS 17a] eine noch größere Abweichung von ca. 140 % zwischen den beiden Positionen zu beobachten. Dieser Unterschied ist auf die unterschiedliche Art der Strahlungsausbreitung 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“.

Für die Am-241/Be- und AmO₂-Neutronenquelle ist bei einer Positionierung direkt an der Wand eine Zunahme der minimal detektierbaren Aktivitäten zu beobachten, solch ein Verhalten ist für die Cf-252-Neutronenquelle mit dem niederenergetischen Spektrum nicht zu beobachten. Dieses ist darauf zurückzuführen, dass gemäß Kapitel 5.6.4 die Moderatorstärke von 5 cm Polyethylen für die optimale Detektierbarkeit einer Cf-252-Quelle ausgelegt worden ist. Bei den beiden anderen Neutronenquellen ist das Neutronenspektrum am Ort des Detektors, aufgrund des geringeren Abstandes zwischen Quelle und Detektor, für eine optimale Detektion zu hochenergetisch d. h. die Stöße der Neutronen an den Atomkernen zwischen Quell- und Detektorposition reichen nicht mehr für eine hinreichende Moderation der Neutronen und somit eine Verschiebung des Neutronenspektrums aus.

Aus Tabelle 5-12 ist zudem ersichtlich, dass es für den Nachweis einer AmO₂-Neutronenquelle über die Neutronenstrahlung, bereits für Positionen, die etwas von der Gebindevand entfernt sind (Position 9), zu einer deutlichen Verbesserung der minimalen detektierbaren Aktivitäten, verglichen zur Detektion über die Gammastrahlung, kommt. Es ist zu erwarten, dass die verbesserte Detektion des Am-241-Isotopen über die Neutronenstrahlung beim Vorhandensein einer möglichen (Blei)Abschirmung der Strahlenquelle noch deutlich gegenüber der Gammastrahlung zunimmt.

Aufgrund der deutlich besseren Detektierbarkeit von Am-241/Be- und AmO₂-Neutronenquellen über die Neutronenstrahlung ist die begleitende Detektion von Neutronenstrahlung zum Auffinden von radioaktiven Quellen im Stahlschrott als empfehlenswert anzusehen.

5.7. Vergleich mit anderen passiven Detektionsverfahren

5.7.1. Vergleichbarkeitsparameter

In [PNNL 09a] wurden Parameter und Messverfahren definiert, um die Effizienz von Neutronendetektorsystemen und die Gammastrahlenunempfindlichkeit von Neutronendetektoren bestimmen und vergleichen zu können. Die vorgeschlagenen Vergleichsparameter und deren Bildung sowie die einzuhaltenden Parameterwerte sind im Folgenden wiedergegeben:

1. Neutron Detection Efficiency: $\epsilon_{\text{abs},n} \geq 2,5 \text{ ips/ng}$

Das erste Kriterium wird nur unter der Anwesenheit einer Cf-252-Neutronenquelle gemessen. In den USA erfordert die „Radiation Portal Monitoring Project“ (RPMP)-Spezifikation, eine minimale Effizienz von $\epsilon_{\text{abs},n} > 2,5 \text{ ips/ng}$; hierbei wird eine moderierte Cf-252-Neutronenquelle in einer definierten Geometrie mit 2 m Abstand vom Detektor positioniert [STO 03]. Der absolute Wirkungsgrad (ϵ_{abs}) in einer bestimmten Geometrie ist hierbei nach [KNO 02] als die Anzahl der Impulse pro Anzahl der von einer Quelle emittierten Strahlungsquanten definiert. Als Referenz für die erforderliche Neutronenerkennungseffizienz wird für gewöhnlich 2,5 Impulse pro Sekunde pro Nanogramm Cf-252-Quellaktivität (ca. 2,3 kBq) in 2 m Entfernung von der moderierten Quelle angestrebt.

2. Intrinsic Gamma-Neutron Detection Efficiency: $\epsilon_{\text{int } \gamma n} \leq 10^{-6}$

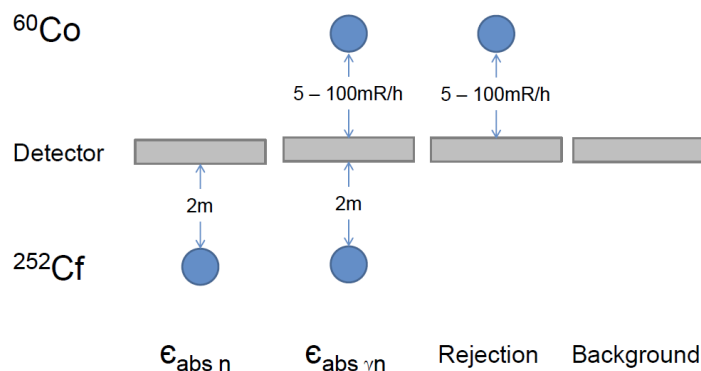
Mit $\epsilon_{\text{int } \gamma n}$ wird das Ansprechverhalten eines Neutronendetektors beim Vorhandensein eines Gammastrahlenfeldes und in Abwesenheit der Neutronenquelle beschrieben. Es ist definiert als die Anzahl der unzutreffenden „Neutronendetektionen“ aufgrund der Gammastrahlung geteilt durch die Anzahl der Photonen, die auf den Detektor treffen. Als intrinsische Effizienz (ϵ_{int}) wird hierbei nach [KNO 02] das Verhältnis der Anzahl von Detektorimpulsen zur Gesamtanzahl von Strahlungsquanten, welche den Detektor treffen, bezeichnet.

3. Gamma Absolute Rejection Ratio for Neutrons: $0,9 \leq \text{GARRn} \leq 1,1$

Das „Gamma Absolute Rejection Ratio for Neutrons“ (GARRn) ist in [PNNL 09a] definiert. Dieser Parameter beschreibt das Detektionsverhalten in Gegenwart sowohl einer großen Gammastrahlenquelle als auch einer Cf-252-Neutronenquelle (so konfiguriert wie für eine absolute Wirkungsgradmessung). Der GARRn ist definiert als der absolute Neutronendetektionseffizienz ($\epsilon_{\text{abs } \gamma n}$) in Gegenwart beider Quellen, geteilt durch die absolute Neutronendetektionseffizienz ($\epsilon_{\text{abs},n}$) des Neutronendetektors. Wenn die Gammastrahlung keinen Einfluss auf den Detektor hätte, würde GARRn einen Wert von eins haben.

Für den zweiten und dritten Vergleichsparameter wird gemäß Abbildung 5-8 angenommen, dass der Detektor gleichmäßig dem Strahlungsfeld einer stärkeren Gammastrahlenquelle ausgesetzt ist. Als Gammastrahlenquelle kann eine Ir-192-, Cs-137- oder Co-60-Strahlenquelle gewählt werden.

Abbildung 5-8: Verschiedene Messgeometrien zur Bestimmung der Vergleichsparameter [SYM 10]



Gemäß [PNNL 09a] sollte die Prüfung eines Neutronendetektorsystems als integriertes System durchgeführt werden, welches bereits für den Standardbetrieb konfiguriert ist. Hierdurch wird sichergestellt, dass die Detektionsleistung des Systems als Ganzes bewertet wird. Es ist zu erwähnen, dass die oben aufgeführten Vergleichsparameter in diesem Bericht nur zu vergleichszwecken aufgeführt werden. Für die Detektion von Neutronenstrahlung auf Schrott- und Schmelzbetrieben sind evtl. auch passive Detektionsverfahren geeignet, die nicht den oben aufgeführten Parameterbereichen nach [PNNL 09a] genügen.

5.7.2. Vergleichsparameter der verschiedenen passiven Detektionsverfahren

Um verschiedene passive Detektionsverfahren für Neutronen vergleichen zu können, sind aus einer Literaturrecherche die Vergleichsparameter gemäß Kapitel 5.7.1 in Tabelle 5-13 zusammengefasst.

Tabelle 5-13: Vergleich der verschiedenen passiven Detektionsverfahren für Neutronen

Detektor	Vergleichsparameter			Detektorspezifikation / eff. Detektorfläche	Zitat
	$\epsilon_{abs,n}$	$\epsilon_{int,\gamma n}$	GARRn		
He-3-Gas Detektor ¹⁾	2,83	$1,7 \cdot 10^{-9}$	0,99	1 Röhre 3 bar	[PNNL 09a]
	2,95	-	-	1 Röhre 3 bar	[PNNL 09b]
BF ₃ -Gas Detektor ¹⁾	1,60	$< 1,0 \cdot 10^{-8}$	-	1 Röhren 1 bar	[PNNL 10a]
	3,7	$6 \cdot 10^{-9}$	-	3 Röhren 1 bar	[PNNL 10a]
B-10 beschichteter Detektor	3,2	$6 \cdot 10^{-9}$	1,01		[PNNL 10a]
	2,12	$1,52 \cdot 10^{-6}$	1,02	0,535 m ²	[PNNL 09b]
	4,0	$1,5 \cdot 10^{-9}$	1,0	31 cm × 216 cm	[PNNL 10b]
Li-6 Szintillationsglasfasern	0,3	$1 \cdot 10^{-8}$	1,07		[PNNL 10a]
Li-6F/ZnS(Ag) wellenlängenschiebender Lichtwellenleiter.	3,05	$1,3 \cdot 10^{-7}$	1,001	30 cm × 160 cm × 12 cm (0,320 m ²)	[VAC 14]
	> 2,0	$5,0 \cdot 10^{-8}$	-	35 cm × 113 cm × 13 cm (0,396 m ²)	[FOS 15]
	> 2,8	$< 1,0 \cdot 10^{-6}$	1,08 @1 mSv/h Co-60	31,8 cm × 215,9 cm × 12,7 cm (0,686 m ²)	[SAI 16]

¹⁾ Die geometrischen Spezifikationen der verwendeten Detektorröhren sind in Durchmesser und Länge mit dem in dieser Studie verwendeten He-3-Gas-gefüllten Proportionalzählrohr vergleichbar (eff. Detektorfläche ca. 0,088 m² vergleiche Tabelle 5-4)

Da sich die Vergleichsparameter immer auf ein Detektorsystem beziehen, ist in Tabelle 5-13 als zusätzliche Information, sofern diese Angabe vorhanden ist, die effektive Detektorfläche des jeweiligen Detektorsystems angegeben. Bei den meisten Detektorsystemen in Tabelle 5-13 werden die Parameter gemäß [PNNL 09a] eingehalten (vergleiche Kapitel 5.7.1). Für ein BF₃-gasgefülltes Proportionalzählrohr liegt die Detektionseffizienz für Neutronen unterhalb der Parameter, was aber gemäß Tabelle 5-11 einfach durch den Einsatz mehrere Detektorröhren in einer Detektoreinheit kompensiert werden kann [PNNL 10a].

5.7.3. Kommerzielle Li-6F/ZnS(Ag) Festkörperdetektoren

Im folgenden Abschnitt werden die Detektoreigenschaften eines Li-6F/ZnS(Ag) Festkörperdetektors mit denen des He-3-Gas-gefüllten Proportionalzählrohrs verglichen.

Mit dem Thermo Scientific Neutron Gate Monitor [IWA 15b] lassen sich, basierend auf einem Li-6F/ZnS(Ag)-Festkörperdetektor mit den Abmessungen 90 cm × 56 cm × 13 cm (Detektorfläche 0,5040 m²), Aktivitäten von 1 bis 5 mCi (37 bis 185 MBq) für eine Am-241/Be-Neutronenquelle und 200 bis 1000 mCi (900 bis 3.700 MBq) für eine AmO₂-Neutronenquelle, bei einer zentralen Quellenposition eingebettet im Stahlschrott, nachweisen. In [IWA 15b] sind keine Angaben zum verwendeten Stahlschrott gemacht worden, es wurde lediglich angegeben, dass sich bei den Messungen die Quelle mittig im Schrottcontainer befand, daher werden vergleichbare geometrische Randbedingungen wie im Rahmen dieser Studie unterstellt. Vergleicht man diese Zahlen mit den Ergebnissen für ein He-3-Gas gefülltes Proportionalzählrohr aus Kapitels 5.6, d. h. mit den minimal detektierbaren Aktivitäten pro Raumwinkel Ω¹ für eine Am-241/Be- und AmO₂-Neutronenquelle bei zentraler Positionierung im Gebinde, so werden die Ergebnisse in Tabelle 5-14 erhalten.

Tabelle 5-14: Raumwinkelbezogene minimal detektierbare Aktivitäten unterschiedlicher Messverfahren

Position	Durch Detektor abgedeckter Raumwinkel Ω	Minimal detektierbare Aktivität pro Raumwinkel [MBq·π]	
		Am-241/Be	AmO ₂
He-3 Detektor	0,010·π	0,1	19,5
Thermo Scientific Neutron Gate Monitor	0,063·π	2,3 bis 11,6	56,8 bis 233,6

Aus Tabelle 5-14 ist ersichtlich, dass die auf den Raumwinkel normierte Detektoreffizienz eines He-3-gasgefüllten Proportionalzählrohrs höher ist als die eines Li-6F/ZnS(Ag) Festkörperdetektors. Dieser Nachteil des Li-6F/ZnS(Ag) Festkörperdetektors wird aber teilweise durch die deutlich größer realisierbaren Detektorflächen kompensiert. Dieser Sachverhalt wird auch aus den Angaben in Tabelle 5-13 ersichtlich, wo beide Detektortypen vergleichbare Werte für ε_{abs,n} aufweisen. Die Festkörperdetektoren basierend auf Li-6F/ZnS(Ag) sind daher als Ersatz für He-3-gasgefüllte Proportionalzählrohre geeignet.

¹ Der Raumwinkel lässt sich nach
$$\Omega = 4 \cdot \tan^{-1} \left(\frac{B \cdot H}{2 \cdot d \cdot \sqrt{4d^2 + B^2 + H^2}} \right)$$
 berechnen, wobei B und H die Breite und Höhe des Detektors sind und d den Abstand zur Quelle angibt.

5.7.4. Vor- und Nachteile der unterschiedlichen passiven Detektionsverfahren

In Tabelle 5-15 sind Vor- und Nachteile der unterschiedlichen Detektortechnologien zur Erfassung von Neutronenstrahlung zusammengefasst.

Tabelle 5-15: 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"> - sehr hohe Neutroneneffizienz - bewährte Technik - geringe Gammassensitivität 	<ul style="list-style-type: none"> - He-3 nicht mehr auf den Weltmarkt verfügbar, daher sehr hohe Preise (ca. \$27.000/Detektorröhre) - nicht sicher verfügbar
BF ₃ Gasdetektor	<ul style="list-style-type: none"> - günstig (~\$1.000/Detektor) - bewährte Technik - einfacher Ersatz für He-3-Gasdetektoren - geringe Gammassensitivität 	<ul style="list-style-type: none"> - geringere Neutroneneffizienz - sehr giftig und stark ätzend - Degeneration über lange Zeiten
B-10 beschichtete Detektoren	<ul style="list-style-type: none"> - nicht giftig - einfacher Ersatz für He-3-Gasdetektoren - kann auf sehr niedrige Gammaempfindlichkeit eingestellt werden 	<ul style="list-style-type: none"> - geringe Neutroneneffizienz - teuer (\$10.000 – \$20.000 pro Detektorpanel)
Li-6 Szintillationsglasfasern	<ul style="list-style-type: none"> - hohe Neutroneneffizienz - gleichzeitige Neutronen- / Gammadetektion - skalierbar auf große Flächen 	<ul style="list-style-type: none"> - hohe Gammaempfindlichkeit - teuer für großflächige Anwendungen
Li-6F/ZnS(Ag) mit wellenlängenschiebendem Lichtwellenleiter	<ul style="list-style-type: none"> - hohe Neutroneneffizienz - kann Neutronen- und Gammaereignisse durch Software unterscheiden - Materialien können für unterschiedliche relative Gamma- und Neutronenempfindlichkeiten gewählt werden - gleichzeitige Neutronen- / GammaMessung - große Detektoroberflächen möglich 	<ul style="list-style-type: none"> - Die Neutronen-Gammastrahlen-Signalunterscheidung begrenzt die Anwendung in sehr hohen Gammastrahlenfeldern (nicht relevant für Detektion von radioaktiven Quellen und Gegenständen in Stahlschrott).

Gemäß [SIM 11] sind von den derzeit verfügbaren Neutronendetektoren das BF₃-gasgefüllte Proportionalzählrohr, 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. Gemäß den in Tabelle 5-13 aufgeführten Vergleichsparametern ist dieser Einschätzung zuzustimmen. Das BF₃-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.

6. EINSATZ VON IONISIERENDER STRAHLUNG ZUM AUFFINDEN EINER STRAHLENQUELLE

6.1. Übersicht

In den folgenden Kapiteln wird der Frage nachgegangen, ob und wie durch den aktiven Einsatz von ionisierender Strahlung das Auffinden einer Strahlenquelle im Schrott erleichtern werden könnte und welcher Mehraufwand in Deutschland durch den Einsatz solcher Systeme an großen Schrottplätzen, Schmelzbetrieben und Stahlwerken entstehen würde.

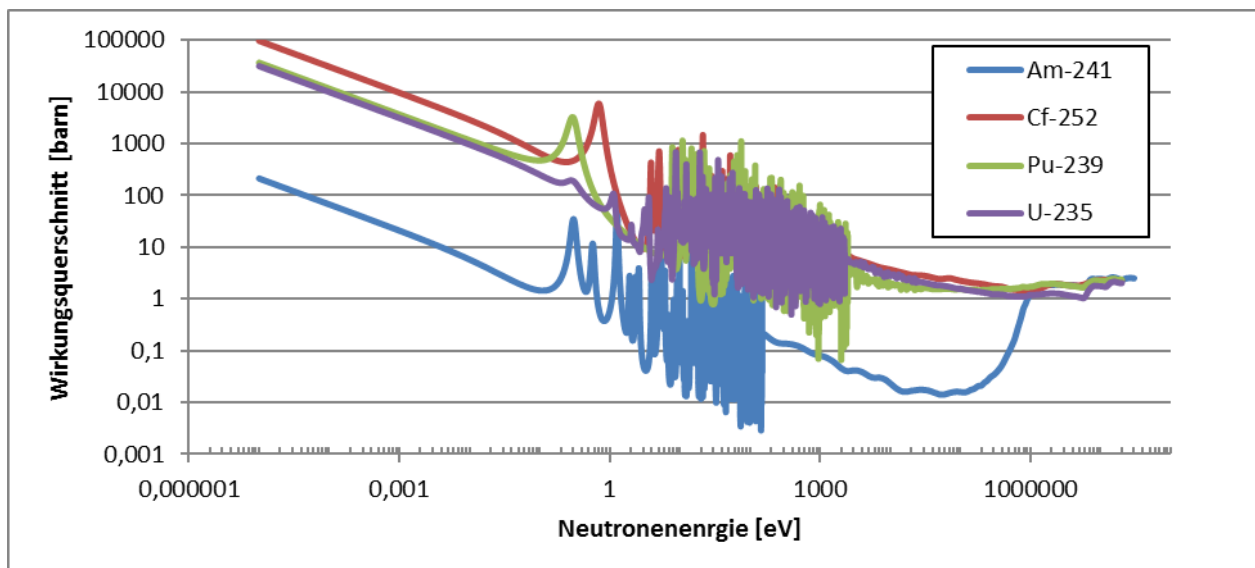
6.2. „Nuclear Car Wash“

Beschreibung der Methode

Der sogenannte „Nuclear Car Wash“, bei dem das Messgut mit Neutronen bestrahlt wird, um in möglicherweise vorhandenem spaltbarem Material Kernspaltungsprozesse herbeizuführen, ist die zurzeit am besten dokumentierte aktive Nachweismethode für spaltbares radioaktives Material. Die bei der neutroneninduzierten Kernspaltung freiwerdende Gamma- und Neutronenstrahlung kann hierbei mittels Detektoren nachgewiesen werden.

Dieses Verfahren ist vornehmlich zum Aufspüren von Kernwaffen oder waffenfähigem Uran bzw. waffenfähigem Plutonium entwickelt worden. Die in [SLA 07] beschriebene Version des „Nuclear Car Wash“ verwendet Neutronen mit einer Energie von 3 bis 7 MeV.

Abbildung 6-1: Neutronenwirkungsquerschnitte der neutroneninduzierten Spaltung für Am-241, Cf-252, U-235 und Pu-239 im Vergleich [ENDF 11]



In Abbildung 6-1 sind für verschiedene spaltbare Materialien die Wirkungsquerschnitte für eine (n,Fission)-Kernreaktion in Abhängigkeit der Energie des einfallenden Neutrons dargestellt.

Beim „Nuclear Car Wash“ wird ein Neutronenstrahl mit geringer Intensität zur Kernspaltung des möglicherweise vorhandenen Spaltmaterials verwendet. Anschließend werden die hochenergetischen Gammastrahlung, die beim verzögerten Betazerfall von kurzlebigen Spaltprodukten und der

Absorption von verzögerten Neutronen emittiert werden, detektiert. Die Anzahl der verzögerten hochenergetischen Gammastrahlen ist um fast eine Größenordnung größer als die Anzahl der verzögerten Neutronen, welche normalerweise zur Detektion verwendet werden [SLA 07]. Die verzögerte Gammastrahlung wird auf etwa der gleichen Zeitskala wie die verzögerten Neutronen emittiert, d. h. im Zeitraum von 1 Minute nach der Bestrahlung des Spaltmaterials mit Neutronen. Die energetische und zeitliche Verteilung der verzögerten Gammastrahlung zeigt für unterschiedliche Spaltmaterialien unterschiedliche Charakteristika. Einige Spaltprodukte erzeugen bei ihrem Zerfall Gammastrahlen mit Energien über 2,5 MeV, diese lassen sich besonders gut außerhalb der Ladung detektieren.

Da die Energieabgabe durch prompte Gammastrahlung pro Spaltungsprozess für alle vier Nuklide mehrere MeV beträgt (siehe [ENDF 11]), ist für diese vier Nuklide ein starkes direktes Signal zu erwarten, welches aber von dem Signal aus der Wechselwirkung von Neutronen mit dem Material der Ladung überlagert wird [SLA 07] und daher schwieriger zu separieren ist.

Für Am-241, Cf-252, U-235 und Pu-239 sind in Abbildung 6-1 die Wirkungsquerschnitte für die neutroneninduzierte Kernspaltung, welche selbst weitere freie Neutronen produzieren, aufgeführt. Außer für den hohen Energiebereich ab ca. 1 MeV ist hierbei für das Am-241-Isotop eine deutlich geringere Spaltungsrate im Neutronenstrahl zu erwarten. Im o. g. Bereich von 3 bis 7 MeV zeigt sich für alle vier Nuklide ein Wirkungsquerschnitt von einigen wenigen barn.

In einem Container mit (trockenem) Schrott ist für die einfallenden Neutronen im Energiebereich von 3 bis 7 MeV nur eine geringe Moderation der Neutronen zu erwarten, daher ist keine deutliche Verringerung der Detektionswahrscheinlichkeit zu befürchten. Dieses Verfahren ist allerdings nach [SLA 07] nur für den Nachweis von deutlich über einigen 100 g an spaltbarem Material ausgelegt.

Bewertung der Methode zur Auffindung von herrenlosen Strahlenquellen

Die Methodik des „Nuclear Car Wash“ befindet sich noch in der Konzeptphase, d. h. es existieren zurzeit nur Prototypaufbauten [CHU 07], aber noch keine Versuchs- bzw. Testanlagen. Das System ist in seiner jetzigen Auslegung nicht für die Detektion von herrenlosen Strahlenquellen, wie sie üblicherweise im Stahlschrott auftreten, ausgelegt, sondern für die Erkennung von größeren Mengen (> einige 100 g) an spaltbarem Material bzw. Kernbrennstoff, welches gezielt in Transportcontainern versteckt illegal eingeführt werden könnte. Dieses ist daher keine Problematik welche explizit den Schrotthandel und die Schrottbearbeitung betrifft, sondern eine Problematik, sofern sie denn tatsächlich vorliegt, des allgemeinen Warenverkehrs.

Im Rahmen der Umfrage zum AP1 [BS 16] konnte kein Fund von spaltbarem Material im Stahlschrott ermittelt werden, welcher mit diesem Verfahren hätte detektiert werden können. Die absolute Masse an radioaktivem Material von Am-241- und Cf-252-Quellen ist für typische hochaktive Strahlenquellen dieser Art mit $1,0 \cdot 10^{11}$ Bq und $4,0 \cdot 10^8$ Bq nach [BFS 12] unter Berücksichtigung der jeweiligen spezifischen Aktivität von $1,27 \cdot 10^{11}$ Bq/g (für Am-241) bzw. $2,3 \cdot 10^{12}$ Bq/g (für Cf-252) noch deutlich zu gering, um mit dem Verfahren des „Nuclear Car Wash“ detektiert werden zu können.

Da zurzeit nur Konzeptstudien zum „Nuclear Car Wash“ vorliegen, können die Kosten einer solchen Anlage zurzeit nicht beziffert werden. Es ist aber davon auszugehen, dass für Errichtung und Betrieb einer solchen Anlage:

- hohe Investitionskosten für Errichtung des Bauwerk mit der nötigen Abschirmwirkung (insbesondere der Neutronenstrahlung),
- hohe Investitionskosten für Detektoren und Neutronenquelle bzw. Neutronengenerator sowie
- hohe zusätzliche personelle und logistische Mehrkosten zu erwarten sind.

Zusätzlich ist noch zu erwähnen, dass der Betrieb einer solchen Anlage zur Neutronenbestrahlung genehmigungsbedürftig sein wird.

Des Weiteren ist zu erwarten, dass beim Rückbau der Anlage, je nach Art der verwendeten Neutronenquelle bzw. Neutronengenerator, gewisse Anlagenkomponenten durch die Neutronenstrahlung aktiviert worden sind, so dass diese als radioaktiver Abfall zu entsorgen sind. Hierdurch können zusätzliche Mehrkosten entstehen und bei unsachgemäßer Entsorgung der Materialien ist eventuell ein Eintrag von radioaktiven Gegenständen in den Stahlschrott zu befürchten.

Gemäß der oben aufgeführten Gründe ist für den Einsatz dieser Technologie in Schmelzbetrieben und auf großen Schrottplätzen kein oder nur ein äußerst kleiner Nettonutzen zu erwarten, welcher in keinem Verhältnis zu den zu erwartenden Kosten und dem Mehraufwand steht.

Abschließend ist zu erwähnen, dass aufgrund der guten Überwachung von Spaltmaterial innerhalb der Europäischen Union kein großer Eintrag von solch einem Material in den Schrottkreislauf zu erwarten ist. Es ist davon auszugehen, dass es im Rahmen des freien Warenverkehrs und den Einfuhren in die Europäische Union zielführender wäre, die Außengrenzen mit solch einem Verfahren zu überwachen und somit die mögliche illegale Einfuhr von spaltbarem Material in den Europäischen Binnenmarkt zu verhindern.

6.3. Untersuchung mittels Gamma- und Röntgenstrahlung

Beschreibung der Methode

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 deklarierte Ware (Schmuggel). Die Zollverwaltung setzt zur Schmuggelbekämpfung in Deutschland teilmobile Röntgenanlagen (TMR) und vollmobile Röntgenanlagen (VMR) ein. Bei einer VMR ist die Röntgenanlage auf einem Lkw montiert. Um ein Fahrzeug zu durchleuchten, fährt die VMR mit ausgeklapptem Röntgenarm daran vorbei. Das Röntgenbild wertet ein Zollbediensteter aus [BMF 15].

In Bremerhaven erfolgt die Durchleuchtung von Containern auf dem Terminalgelände durch eine auf einem Fahrzeug montierte sogenannte „Terminal Mobile Röntgenanlage“ (TMR). Ein Scanarm am Fahrzeug wird dabei an den vorab bereitgestellten und zu prüfenden Containern vorbeigeführt und die ermittelten Daten dem Zoll zur Kontrolle elektronisch übermittelt. Entgegen der Namensgebung handelt es sich bei den meisten eingesetzten Systemen welche zur Durchleuchtung verwendet werden nicht um mobile Röntgenquellen mit einigen 100 keV Photonenenergie, sondern um Gammastrahlung im Energiebereich von 5 MeV. Aus der Literaturrecherche sind keine Funde von radioaktiven Quellen und Gegenstände im Stahlschrott bekannt, die mittels diesem Verfahren im Stahlschrott detektiert worden sind.

Bewertung der Methode

Das oben beschriebene Verfahren dient primär der Identifizierung von falsch deklarierte Ware innerhalb von Transportcontainern. Hierbei kann davon ausgegangen werden, dass sich die Ware innerhalb des Transportbehälters in einem geordneten Zustand befindet. Dieser Sachverhalt ist aber aufgrund der Schüttung von Stahlschrott nicht ohne weiteres auf ein Schrottgebilde zu übertragen. Im Rahmen des AP2.1 wurde bereits das in diesem Forschungsvorhaben verwendete Standardgebilde mittels 12 MeV Gammastrahlung durchleuchtet² (vergleiche Kapitel 4.2 aus [BS 17a]). Hierbei konnten aufgrund der anisotropen Ladungsverteilung erhebliche Dichteschwankungen beobachtet werden. Da im Rahmen der Erstellung des Standardgebilde nur ein identischer Typ von Metallwinkeln verwendet worden ist, kann davon ausgegangen werden, dass es bei realen Gebilden im Rahmen der Durchleuchtung zu deutlich größeren Dichteschwankungen und somit einem deutlich uneinheitlicheren Bild bei der Durchleuchtung kommt. Bei der Durchführung der Bildauswertung ist daher eine eindeutige Identifizierung von radioaktiven Quellen aufgrund ihrer möglichen Bleiabschirmung nicht eindeutig abzuleiten. Dieses wird auch durch die Literaturrecherche bestätigt, wo kein Fund ermittelt werden konnte der im Stahlschrott mittels einer Durchleuchtung detektiert worden ist.

6.4. Zusammenfassende Bewertung

In den obigen Kapiteln wurde bewertet, inwiefern durch den aktiven Einsatz von ionisierender Strahlung das Auffinden einer Strahlenquelle im Stahlschrott erleichtert werden kann. Hierbei hat sich 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 im Vergleich zur passiven Detektion von Neutronen erzeugen, rechtfertigen würde. Gemäß dem aktuellen Stand der Technik wird daher der Einsatz dieser Verfahren an solchen Standorten nicht empfohlen.

² Es ist zu erwarten, dass aufgrund des sehr ähnlichen Massenabschwächungskoeffizienten für 5 MeV und 12 MeV Gammaquanten in Eisen [NIST 04], mittels beiden Energien vergleichbare Ergebnisse erzielt werden.

7. ERMITTELTE FUNDE VON NEUTRONENSTRAHLEN UND MAßNAHMEN ZUR VERBESSERTEN ERKENNUNG

7.1. Ermittelte Funde von herrenlosen Neutronenquellen

Im Rahmen dieses Arbeitspaketes wurden 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.

In den veröffentlichten Jahresberichten des BfS sind für die Jahre 2004 bis 2014 nur sehr wenig dokumentierte Funde über herrenlose Neutronenquellen angegeben. Daher wurde zusätzlich zur Literaturrecherche in [BS 16], bei dem nur die in Tabelle 7-1 dargestellten Neutronenfunde für Deutschland ermittelt werden konnten, eine europaweite Umfrage nach Funden an die zuständigen nationalen Behörden versendet (Anschreiben s. Anlage A). Von den 32 angeschriebenen Behörden (EU, Schweiz, IAEA und Norwegen) kamen 20 Antwortschreiben zurück. In den meisten Ländern sind für den betrachteten Zeitraum keine Funde dokumentiert. Die hieraus identifizierten Funde herrenloser Neutronenquellen sind in Tabelle 7-1 präsentiert.

Tabelle 7-1: 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	BfS-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	

Die für den Zeitraum der Umfrage sehr geringe Anzahl von ermittelten Funden an Neutronenquellen in Tabelle 7-1 wird zusätzlich durch die deutschlandweite Umfrage an Schrottplätze und Schmelzbetriebe im Rahmen des AP1 [BS 16] bestätigt, wo für den Zeitraum von 2007 bis 2016 kein Fund einer herrenlosen Neutronenquelle ermittelt werden konnte.

Gemäß der identifizierten Funde in Tabelle 7-1 sind fast ausschließlich Am-241/Be-Neutronenquellen im niedrigen MBq-Aktivitätsbereich bis einstelligen TBq-Aktivitätsbereich als herrenlosen Neutronenquellen aufgefunden worden. Der Aktivitätsbereich der meisten dieser herrenlosen Neutronenquellen entspricht dem in [BFS 12] angegebenen Bereich für hochradioaktive Am-241/Be-Neutronenquellen. Eine Detektion dieser Neutronenquellen wäre, bis auf einen Fall auch unabhängig von ihrer Positionierung, mit einer passiven Neutronendetektion gemäß Kapitel 5.7 möglich gewesen. Mithilfe eines Detektionsverfahrens basierend auf Gammastrahlung wäre die Detektion der identifizierten Funde in Tabelle 7-1 nur im wandnahen Bereich möglich gewesen und dieses auch nur unter der unrealistischen Annahme einer fehlenden Abschirmung für die Gammastrahlung.

Im Rahmen der Umfrage zum AP1, wo zusätzlich die Ausstattung der deutschen Schrottplätze und Schmelzbetriebe mit Portalmonitoren oder ähnlichen Messeinrichtungen ermittelt wurde, konnte zudem kein installiertes Messsystem zur Erfassung von Neutronenstrahlung an Schrottplätzen und Schmelzbetrieben identifiziert werden. Aus diesen beiden Sachverhalten lässt sich schließen, dass im Bereich der Bundesrepublik nicht, oder nur sehr vereinzelt (z. B. bei Messungen an Containern am Hamburger Hafen [BS 16]), nach herrenlosen Neutronenquellen gesucht wird.

Auf Basis der in Tabelle 7-1 dargestellten Funde von herrenlosen Neutronenquellen kann als sehr grobe Abschätzung davon ausgegangen werden, dass es im Bereich der EU pro Jahr zu 1 bis 10 Vorfällen mit herrenlosen Neutronenquellen (in diesem Fall nur Alpha-Beryllium-Neutronenquellen) kommt. 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 AmO₂ kann keine Aussage getroffen werden, da nicht ersichtlich ist, ob die fehlende Nennung solcher Quellen in Tabelle 7-1 daran liegt, dass diese Funde von den jeweiligen Ländern nicht als eine Neutronenquelle erfasst worden sind.

7.2. Maßnahmen zur Verbesserung der Detektion von Neutronenquellen

Im Rahmen dieses Forschungsvorhabens wurden bereits im AP2.2 [BS 17b], basierend auf der Detektion von Gammastrahlung, technische und organisatorische Maßnahmen zur Verbesserung der Auffindbarkeit von radioaktiven Quellen und Gegenständen im Stahlschrott aufgezeigt. Der Einfluss dieser Maßnahmen wurde in [BS 17b] u. a. bezüglich ihres Verbesserungspotentials und der dadurch entstehenden Kosten bewertet. Hierbei ist die dort aufgeführte organisatorische Maßnahme bezüglich der „*Sensibilisierung und Aufklärung der Mitarbeiter von Schrott- und Einschmelzbetrieben bezüglich der Erkennung und dem Umgang beim Fund von radioaktiven Quellen und Gegenständen*“ direkt auf die Neutronenquellen übertragbar.

Basierend auf den Simulationsergebnissen dieses APs werden in diesem Abschnitt technische und organisatorische Maßnahmen zur Verbesserung der Auffindbarkeit von herrenlosen Neutronenquellen aufgezeigt und bewertet. Da in Deutschland noch keine oder sehr wenige praktische Erfahrun-

gen in der Detektion von herrenlosen Neutronenquellen im Stahlschrott vorliegen, kann aber im Rahmen dieses Forschungsvorhabens nur bewertet werden ob und in welchem Umfang Anlagen zur Detektion von Neutronenstrahlung grundsätzlich sinnvoll eingesetzt werden können. Hierbei wird in dem folgenden Kapitel prinzipiell dargestellt, welche Betriebe und Aufstellungsorte aus unsere Sicht für diese Anlagen in Frage kommen und welche zusätzlichen Kosten durch deren Errichtung entstehen.

7.3. Betriebe und Aufstellungsorte für Neutronendetektoren

Beschreibung der Maßnahme

Durch Messungen des angelieferten Schrottes bei Schmelzbetrieben, Schrottplätzen und Stahlwerken auf Neutronenstrahlung, kann sowohl das Gefährdungspotential durch eine externe Bestrahlung der Mitarbeiter als auch durch eine versehentliche Freisetzung von radioaktivem Material aus der Neutronenquellen deutlich reduziert werden.

Bewertung der Maßnahmen

Im Rahmen des Kapitels 7.1 wurde festgestellt, dass fast ausschließlich Am-241/Be-Neutronenquellen als herrenlose Neutronenquellen im Stahlschrott aufgefunden werden. Da bei diesen Neutronenquellen nur ein Bruchteil der emittierten Strahlung direkt oder indirekt in Neutronen umgesetzt wird, geht das hauptsächliche Gefährdungspotential dieser Neutronenquellen nicht von der ausgesendeten Neutronen- und schwachen Gammastrahlung, sondern von dem radioaktiven Material innerhalb der Quelle aus (das Am-241-Isotop ist ein Alphastrahler). Aufgrund der zu erwartenden Abschirmung kann sowohl der Austritt von Alphastrahlung aus der Quelle als auch die effiziente Detektion einer solchen Quelle über ihre Gammastrahlung nahezu ausgeschlossen werden (siehe hierzu Kapitel 5.6.5).

Ein im Organismus durch Inhalation und/oder Ingestion aufgenommener Alphastrahler (Inkorporation) hat eine große biologische Wirkung, da die kurze Reichweite von Alphastrahlung lebende Zellen sehr effektiv schädigen kann. Bei einer durch eine Bearbeitung erfolgten unbeabsichtigten Freisetzung des radioaktiven Materials der Am-241/Be-Neutronenquelle ist daher das Gefährdungspotenzial für die Mitarbeiter vor Ort, aufgrund der möglichen Inkorporation des Alphastrahlers Am-241, erheblich erhöht. Auch die Gefahrenabwehr und Dekontaminationsprozesse gestalten sich, aufgrund möglicher Kontaminationsverschleppung und Aktivitätsausbreitung, in einem derartigen Freisetzungsfall deutlich schwieriger³ und es ist ebenfalls mit einer größeren Menge an radioaktiv kontaminiertem Material, das eventuell als radioaktiver Abfall zu entsorgen wäre, zu rechnen.

Empfehlung

Aufgrund der Schwere der oben aufgeführten Auswirkungen ist die unbeabsichtigte Bearbeitung (mechanisch oder thermisch) von herrenlosen Neutronenquellen durch eine frühzeitige Erkennung bei deren Anlieferung auf dem Betriebsgelände zu verhindern.

Es ist grundsätzlich sinnvoll, dass Betriebe bei denen der Schrott mechanisch bzw. thermisch bearbeitet oder aufgeschmolzen wird bei der Anlieferung von Schrott, Messungen auf Neutronenstrah-

³ Hier ist auch noch der messtechnisch schwierige Nachweis der 60 keV-Gammalinie des Am-241-Zerfalls zu erwähnen.

lung durchführen. Hierbei ist darauf zu achten, dass für eine bestmögliche Erfassung der Neutronenstrahlung gemäß Kapitel 5.5.2 eine möglichst lange Messzeit realisiert wird. Hierfür eignet sich bei einer LKW-Anlieferung besonders der Bereich der Eingangswaage, da die Fahrzeuge diesen Bereich nur sehr langsam passieren und z. T. auch verweilen. 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. Die Neutronendetektion sollte bei diesen Großbetrieben spätestens bei einer anstehenden Neuanschaffung der Portalmessanlage implementiert 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 (vergleiche Kapitel 7.2). Es ist zudem mit Hinblick auf die sich weiterentwickelnde He-3-freie Detektionstechnik und der damit evtl. verbunden Kostenreduktionen regelmäßig zu prüfen, ob auch neuentwickelte Messsysteme für Neutronenstrahlung bei mittleren und/oder sogar kleineren Schrottplätzen (< 10.000 t/Jahr) kostengünstig installiert werden können.

8. ZUSAMMENFASSUNG

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 Berichtes.

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 noch zusätzlich AmO₂, welches primär als Alpha- und schwacher Gammastrahler eingesetzt wird, als mögliche Neutronenquelle betrachtet. Bei diesen 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 AmO₂-Neutronenquelle ermittelt (Position 1 in Tabelle 5-12). 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 AmO₂-Neutronenquelle ermittelt (Position 9 in Tabelle 5-5). Anhand von Vergleichskriterien wurde abgeleitet, dass die minimal detektierbaren Aktivitäten für andere Messprinzipien in ähnlicher Größenordnung liegen.

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.

9. LITERATUR

- [BFS 12] BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ
Broschüre: „Wissenswertes über hochradioaktive Strahlenquellen“
Salzgitter, November 2012
- [BMF 15] BUNDESMINISTERIUM DER FINANZEN
„Mobile Röntgenanlagen für die Schmuggelbekämpfung wirksamer einsetzen“
Jahresberichte 2015, Kat. B (Kapitel 0813), 2015
- [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
- [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
- [CHU 07] J.-L. CHARTIER
„Signals and interferences in the nuclear car wash“
Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B261 351–355, 2007
- [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
- [FOS 15] M. FOSTER
„The Successful Application of He-3-free Neutron Detection Technology“
Präsentation, 22. Oktober 2015
- [FED 09] T. FEDER
„U.S. government agencies work to minimize damage due to helium-3 shortfall“
Physics Today 62(10), 21-3. 2006
- [GRO 09] GROVE ENGINEERING
MicroShield – Software zu Berechnung von Dosen durch externe Bestrahlung mit Photonen
(8.03, 2009)
- [HOM 11] R. J. MCCONN, C. J. GESH, R. T. PAGH, R. A. RUCKER, R. G. WILLIAMS
„Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling“, PNNL-15870 Rev. ,1 Homeland Security (2011).
- [ISO 00] ISO 8529-2:2000
„Reference neutron radiations -- Part 2: Calibration fundamentals of radiation protection devices related to the basic quantities characterizing the radiation field“
Document published on: 2000-08
- [KNO 02] G. KNOLL
„Radiation Detection and Measurement 3rd Ed“
John Wiley and Sons, New York, 1999, 2002
- [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)

- [NIE 07] S. NIESE
„Fluss der Neutronen aus kosmischer Strahlung und Gesteinen in ober- und unterirdischen Messpositionen“
21. Seminar Aktivierungsanalyse und Gammaskopmetrie Mainz 21. –23 März 2007
- [NIST 04] J. H. HUBBELL S. M. SELTZER
„Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients from 1 keV to 20 MeV for Elements Z = 1 to 92 and 48 Additional Substances of Dosimetric Interest”, NIST Standard Reference Database 126, Last update: July 2004
- [MIT 11] D. J. MITCHEL, C. BRUSSEAU
„Neutron Counting and Gamma Spectroscopy with PVT Detectors“
SANDIA REPORT, SAND2011-4361, Albuquerque, Juni 2011
- [MIT 12] D. J. MITCHEL, C. BRUSSEAU
„PVT-NG Sensor Final Report“
SANDIA REPORT, SAND2012-0105, Albuquerque, Januar 2012
- [PNNL 09A] R. KOUZES, J. ELY, A. LINTEREUR, D. STEPHENS
„Neutron Detector Gamma Insensitivity Criteria“
PACIFIC NORTHWEST NATIONAL LABORATORY, PNNL-18903, Oktober 28, 2009
- [PNNL 09B] A. LINTEREUR, R. KOUZES ET. AL.
„Boron-Lined Neutron Detector Measurements“
PACIFIC NORTHWEST NATIONAL LABORATORY, PNNL-18938, November 28, 2009
- [PNNL 10A] R. KOUZES, E. ELLY
„Status Summary of He-3 and Neutron Detection Alternatives for Homeland Security“
PACIFIC NORTHWEST NATIONAL LABORATORY, PNNL-19360, April 2010
- [PNNL 10B] R. KOUZES, E. ELLY, D. STROMSWOLD
„Boron-Lined Straw-Tube Neutron Detector Test“
PACIFIC NORTHWEST NATIONAL LABORATORY, PNNL-19600, August 2010
- [SAI 16] SAINT-GOBAIN
„NeuPort: Novel Neutron Detection Solutions Portals“
Saint-Gobain Ceramics & Plastics 2016
- [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
- [SLA 07] D. R. SLAUGHTER ET AL.
„The nuclear car wash: A system to detect nuclear weapons in commercial cargo shipments“
Lawrence Livermore National Laboratory
in: Nuclear instruments & methods in physics research, Section A, vom 06.04.2007
- [STO 03] STORMWALD ET. AL.
„Specifications for Radiation Portal Monitor Systems Revision 6.7.“
PACIFIC NORTHWEST NATIONAL LABORATORY, PIET-43741-TM-017, 2003
- [SYM 10] SYMETRICA
„A new, scalable, 3He-free neutron detector for Radiation Portal Monitors (RPMs)“
Präsentation Neutron Users Group, NPL 6 Oktober 2010
- [IWA 15A] J. IWANOWSKA-HANKE
„The comparative studies of neutron detectors in the crisis of 3He 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, 9th International Conference on Progress in analytical Chemistry & Materials Characterisation in the Steel and Metals Industries
- [VAC 14] A. VACHERET
„Novel approaches to neutron and anti-neutrino detection“
Royal Holloway Physics Seminar, Date: 19.02.2012

**ANHANG A: ANSCHREIBEN ZUR UMFRAGE NACH FUNDEN AN DIE ZUSTÄNDIGEN
INTERNATIONALEN BEHÖRDEN**

| Verantwortung für Mensch und Umwelt |

Kontakt:

Bundesamt für Strahlenschutz

Postfach 10 01 49

38201 Salzgitter

Telefon: + 49 30 18333 - 0

Telefax: + 49 30 18333 - 1885

Internet: www.bfs.de

E-Mail: ePost@bfs.de

Gedruckt auf Recyclingpapier aus 100 % Altpapier.



Bundesamt für Strahlenschutz