

Dipl.-Ing. Eduard Feldbaumer

**Strahlenphysikalische
Untersuchung einer speziellen
Schichtbauweise als innovative
Abschirmung für Hochenergie-
Ionenbeschleuniger**

DISSERTATION

zur Erlangung des akademischen Grades

Doktor der technischen Wissenschaften

Doktoratsstudium der technischen Wissenschaften
Technische Physik



Technische Universität Graz

Betreuer:

Univ.-Prof. Dipl.-Ing. Dr.techn. Peter Kindl
Institut für Materialphysik

Graz, November 2013

Kurzfassung

Im Zuge des Projektes MedAustron wird der erste österreichische Ionenbeschleuniger für Krebstherapie und Forschung in Wiener Neustadt errichtet. Mit Hilfe eines Synchrotrons werden dort in Zukunft Protonen auf eine Energie von bis zu 250 MeV und Kohlenstoffionen auf bis zu 400 MeV/u beschleunigt. Diese werden anschließend in Patientenbestrahlungsräume geleitet, wo sie zur Bestrahlung von Tumorzellen eingesetzt werden. Eine Besonderheit dieses Beschleunigers ist, dass er zusätzlich zu den medizinischen Strahlanforderungen in der Lage ist einen Protonenstrahl mit einer Energie von bis zu 800 MeV für nicht-klinische Forschungszwecke zur Verfügung zu stellen. Treffen Teilchen mit derart hohen Energien auf Materie, so entstehen gemischte Sekundärstrahlungsfelder. Um derartige Strahlungsfelder abzuschirmen kommen üblicherweise meterdicke Betonwände zum Einsatz. MedAustron geht hier einen neuen Weg und verwendet eine für diese Art von Beschleunigern erstmals verwendete Abschirmtechnik, die „Forster Sandwichbauweise“. Diese besteht aus einem Rahmenaufbau aus dünnen Betonschichten, der mit unterschiedlichen Materialien gefüllt wird.

Diese Dissertation befasst sich mit der strahlenphysikalischen und strahlenschutztechnischen Analyse dieser innovativen Schichtbauweise und überprüft, ob sie sich zur Abschirmung der komplexen, gemischten Strahlungsfelder eignet, die im Umfeld von Ionenbeschleunigern auftreten. Dazu werden die beiden entscheidenden Eigenschaften einer Abschirmung, nämlich deren Abschirmvermögen sowie die Aktivierung der verwendeten Materialien, untersucht. Mit Hilfe von Monte-Carlo Simulationen werden die durch den Beschleunigerbetrieb erwarteten, effektiven Dosen innerhalb und außerhalb der Abschirmung berechnet und mit den Ergebnissen für herkömmliche Betonwände verglichen. Anhand der ermittelten Teilchenfluenzspektren in den Abschirmmaterialien können Rückschlüsse auf die Wechselwirkungsvorgänge in den einzelnen Materialschichten gezogen und damit Dosisunterschiede zwischen den Bauweisen erklärt werden. Um die Aktivierungen der Baustoffe zu studieren, werden neben den Dosisberechnungen auch die Nuklidvektoren für unterschiedliche Abklingzeiten verglichen. Damit lassen sich unter anderem Aussagen über den Rückbau der Anlage sowie die Entsorgung der aktivierten Materialien treffen. Schließlich werden alle Ergebnisse auf Basis der in Österreich geltenden, gesetzlichen Grenzwerte entsprechend der Allgemeinen Strahlenschutzverordnung bewertet.

Im letzten Teil der Arbeit werden die radiologischen Auswirkungen abgeschätzt, die ein Versagen dieser Abschirmung auf die Umwelt hätte. Dazu wird ein größter anzunehmender Unfall betrachtet, bei dem aufgrund eines Brandes in der Synchrotronhalle der stark aktivierte Strahlabsorber verdampft und die radioaktiven Nuklide durch eine eingestürzte Wand in die Umgebung entweichen. Basierend auf diesem Szenarium wird, unter Berücksichtigung verschiedener Expositionspfade, die Folgedosis auf Personen abgeschätzt, die sich in unmittelbarer Nähe zum Zwischenfall aufhalten.

Abstract

In the framework of the project MedAustron the first Austrian ion accelerator for cancer therapy and scientific research is built in Wiener Neustadt. Centrepiece of the project is a synchrotron that will accelerate protons up to energies of 250 MeV and carbon ions up to 400 MeV/u for their use in tumour treatment. Besides its medical purpose the synchrotron is unique due to the fact that it can also provide protons with energies up to 800 MeV for non-clinical research. When these high-energy particles are impinging on matter, mixed secondary radiation fields are produced. Shielding of these radiation fields is a challenging task and very often requires expensive concrete walls with thicknesses of several metres. To reduce costs but at the same time keep safety on a maximum level, the shielding walls of MedAustron are built with a special layer-based construction method, the so called Forster Sandwich technique. The basic idea is to build a framework of thin concrete layers that is filled with different types of materials.

The topic of this thesis is the analysis of this innovative construction technique in view of radiation physics and radiation protection aspects to verify if this shielding can be used for the complex mixed radiation fields that occur in the vicinity of ion accelerators. Therefore, the two major characteristics of shielding walls are studied, the shielding efficiency for the various types of particles and energies and the activation of the shielding materials due to particle interactions.

By using Monte-Carlo simulations the expected effective doses, due to the accelerator operation, are calculated inside and outside of the shielding and compared to values that would be obtained with standard concrete walls. Furthermore, the particle fluence spectra inside the shielding materials are examined to better understand the particle interactions inside the shielding layers and on top of this to explain differences in the dose values of the two construction techniques. The activation studies comprise the evaluation of the residual dose rates as well as the nuclide vectors of the used materials for different cooling times. Based on these results the implications on the future decommissioning and the waste treatment of the activated shielding walls are discussed. Additionally, all results are evaluated according to the radiation protection limits of the Austrian radiation protection ordinance.

In the last part of the thesis the radiological impact to the environment due to a collateral damage of the shielding wall is estimated. Therefore, a worst case scenario is used, assuming that a huge fire inside the synchrotron hall is causing the vaporization of the highly activated beam dump and the subsequent release of the radioactive nuclides to the environment. Based on this scenario the committed effective dose to a person in the vicinity of the incident is calculated, taking into account various exposure paths.

Inhaltsangabe

Kurzfassung.....	I
Abstract.....	II
1 Einleitung.....	4
1.1 MedAustron.....	5
1.1.1 BESCHLEUNIGERANLAGE	6
1.1.2 STRAHLPARAMETER	6
1.1.3 ABSCHIRMKONZEPT	7
1.2 Sandwichbauweise	9
2 Grundlagen und Definitionen	11
2.1 Physikalische Größen	11
2.1.1 TEILCHENFLUENZ	11
2.1.2 ENERGIEDOSIS	12
2.1.3 AKTIVITÄT	12
2.2 Strahlenschutzgrößen.....	12
2.2.1 ORGANDOSIS	12
2.2.2 EFFEKTIVE DOSIS.....	13
2.3 Operationelle Größen.....	13
2.4 Wechselwirkung von Teilchen mit Materie.....	14
2.4.1 PHOTONENWECHSELWIRKUNGEN	15
2.4.2 NEUTRONENWECHSELWIRKUNGEN	17
2.4.3 ELEKTROMAGNETISCHE WECHSELWIRKUNGEN GELADENER TEILCHEN	19
2.4.4 KERNWECHSELWIRKUNGEN HOCHENERGETISCHER TEILCHEN.....	21
3 Monte Carlo Simulationen.....	24
3.1 FLUKA.....	24
3.2 Teilchentransport	25

3.2.1	ELEKTROMAGNETISCHE WECHSELWIRKUNGEN.....	26
3.2.2	HADRONISCHE WECHSELWIRKUNGEN.....	26
3.2.3	NIEDERENERGETISCHE NEUTRONEN.....	27
3.3	Fluenz- und Dosisleistungsberechnung.....	28
3.4	Berechnung der Materialaktivierung.....	29
4	Abschirmungsrechnungen.....	32
4.1	Simulationsparameter.....	32
4.1.1	BESTRAHLUNGSRAUM 1 – NICHTKLINISCHE FORSCHUNG.....	33
4.1.2	MEDIZINISCHER BESTRAHLUNGSRAUM 3.....	35
4.1.3	VERLUSTPUNKT IM SYNCHROTRON (BDH).....	36
4.2	Materialspezifikation.....	37
4.3	Ergebnisse.....	39
4.3.1	BESTRAHLUNGSRAUM 1 – NICHTKLINISCHE FORSCHUNG.....	39
4.3.2	MEDIZINISCHER BESTRAHLUNGSRAUM 3.....	44
4.3.3	VERLUSTPUNKT IM SYNCHROTRON (BDH).....	46
4.4	Fehlerbetrachtung.....	48
5	Teilchenfluenzspektren.....	53
5.1	Beton und Aushubmaterial.....	53
5.2	Schwerbeton und MagnaDense 8S.....	62
6	Aktivierungsrechnungen.....	68
6.1	Simulationsparameter.....	68
6.1.1	SIMULATIONSGEOMETRIE.....	68
6.1.2	BETRIEBSSZENARIO UND SIMULATIONSPARAMETER.....	70
6.1.3	VERGLEICH DER AKTIVITÄT MIT DEN FREIGABEWERTEN.....	71
6.2	Ortsdosisleistung durch Aktivierung.....	72
6.3	Aktivierung.....	76

6.4	Freigabe nach Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV	79
6.5	Überlegungen zum Rückbau der Abschirmwände des Beschleunigers	89
7	Auswirkung eines Hüllenbruchs	91
7.1	Worst-case Szenario	91
7.2	Simulationsparameter	92
7.3	Berechnung der effektiven Dosis	95
7.4	Resultate	96
7.4.1	EXTERNE DOSIS	96
7.4.2	AKTIVIERUNG DES ABSORBERMATERIALS	97
7.4.3	DOSIS AUS INHALATION UND GESAMTDOSIS	98
8	Zusammenfassung	100
9	Diskussion	103
10	Bibliographie	104
11	Abbildungsverzeichnis	107
12	Tabellenverzeichnis	111
13	Appendix	113
14	Danksagung	128

1 Einleitung

Die MedAustron Teilchenbeschleunigeranlage generiert Protonen- und Kohlenstoffionenstrahlen, welche für Ionentherapie und Forschung eingesetzt werden sollen. Wie im Rahmen der Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP)¹ gezeigt wurde, sind aus Gründen des Strahlenschutzes bis zu sieben Meter dicke Betonwände zur Abschirmung der entstehenden Sekundärstrahlung erforderlich (1). Da die Errichtung solch dicker Wände aus Vollbeton ein kompliziertes und zeitaufwändiges Unterfangen ist, wird geplant, die Wände des Beschleunigers sowie der Bestrahlungsräume mit Hilfe einer neuen Technologie, der sogenannten Forster-Sandwichbauweise (2), umzusetzen. Diese wird im weiteren Verlauf dieser Arbeit kurz als Sandwichbauweise bezeichnet. Dabei wird, entsprechend der gewünschten Wandform, eine Art Rahmen aus Fertigbetonplatten erzeugt, der mit losen Materialien aufgefüllt und anschließend verdichtet wird. Gerade die Verwendung von losen Füllmaterialien zeichnet für den Vorteil gegenüber der Vollbetonbauweise verantwortlich, da sie durch die große Auswahl unterschiedlichster Materialien hohe Flexibilität bietet, gleichzeitig aber eine wesentliche Bauzeitersparnis bringt, da keine langen Trocknungsphasen notwendig sind.

Diese Methode wird hier zum ersten Mal für Abschirmwände eines Hadronenbeschleunigers eingesetzt, weshalb Erfahrungswerte in Bezug auf die strahlenschutztechnischen Eigenschaften dieser Bauweise im gemischten Strahlungsfeld derartiger Beschleuniger gänzlich fehlen. Daher wird in dieser Arbeit untersucht, ob die Sandwichbauweise auch aus strahlenschutztechnischer Sicht für die Errichtung der Abschirmung bei MedAustron geeignet ist. Zusätzlich werden die Unterschiede zur Vollbetonbauweise und die sich daraus ergebenden Anforderungen an die Umsetzung diskutiert.

Die dafür notwendigen physikalischen und strahlenschutztechnischen Grundlagen werden in Kapitel 2 beschrieben. Da sich die Studie vorwiegend auf Monte Carlo Simulationen stützt, wird die Methodik der Berechnungen in Kapitel 3 erklärt.

In Kapitel 4 werden die Abschirmeigenschaften der neuen Bauweise untersucht. Dazu werden drei Referenzszenarien für die unterschiedlichen Verlustvorgänge im Beschleuniger betrachtet: Medizinische Bestrahlung, experimentelle Bestrahlung und operative Verluste. Die Ergebnisse werden in Relation zur herkömmlichen Betonbauweise gesetzt.

¹ Die Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) ist ein, durch das Umweltverträglichkeitsprüfungsgesetz (UVP-G 2000) geregeltes, behördliches Verfahren zur Feststellung der unmittelbaren und mittelbaren Auswirkungen eines Vorhabens auf die Umwelt.

Eine detaillierte Analyse der Strahlenfelder im Abschirmmaterial wird in Kapitel 5 gemacht. Diese erlaubt es, die strahlenphysikalischen Vorgänge innerhalb der Abschirmung genau nachzuvollziehen und die Unterschiede zur Betonbauweise zu erklären.

Kapitel 6 befasst sich mit dem Aktivierungsverhalten der einzelnen Materialschichten der Sandwichbauweise. Neben den daraus resultierenden Dosiswerten werden auch die Nuklidvektoren bestimmt, die vor allem für den Rückbau der Anlage und der Entsorgung des Abschirmmaterials von Bedeutung sind.

Als letzter Punkt wird in Kapitel 7 untersucht, welche radiologischen Auswirkungen ein Versagen der Abschirmwirkung der Sandwichwand auf die Bevölkerung und die Umwelt hätte. Ausgangssituation für diese Studie ist ein durch externe Einwirkung entstandener vollständiger Hüllenbruch der MedAustron-Anlage.

Zum Zeitpunkt der Fertigstellung dieser Arbeit war das UVP-Verfahren bereits positiv abgeschlossen und das MedAustron Gebäude inklusive der Sandwichwände gebaut. Die Installation des Beschleunigers hatte bereits begonnen.

1.1 MedAustron

MedAustron ist ein interdisziplinäres Zentrum für Tumorthherapie und Forschung, das in Wiener Neustadt in Niederösterreich errichtet wird. Kernstück des Zentrums ist ein Synchrotron (Ringbeschleuniger), das es ermöglichen soll, Protonen bis zu einer Energie von 800 MeV und Kohlenstoffionen bis zu 400 MeV pro Nukleon zu beschleunigen (3). Es ist vorgesehen, dass die hochenergetischen Ionen zur Behandlung von bestimmten Tumorerkrankungen eingesetzt werden. Dazu wird, wie in der Strahlentherapie üblich, mit Hilfe des Ionenstrahls eine vernichtende Dosis in die Tumorzellen appliziert. Jedoch wird, im Unterschied zur herkömmlichen Strahlentherapie mit Elektronen oder Photonen, hier die günstige Tiefendosisverteilung von Ionen im Zellgewebe ausgenutzt, die es erlaubt die Dosis effizienter auf das kranke Gewebe zu konzentrieren und das gesunde Gewebe in der Umgebung des Tumors deutlich besser zu schonen (4).

Als zweites Standbein der Anlage wird die interdisziplinäre Forschung gesehen (5). Vor allem auf den Gebieten der medizinischen Krebs- und Strahlenforschung, sowie der damit verbundenen biologischen Zellforschung, bietet MedAustron ein sehr umfangreiches Potential. Auch für physikalische und technische Anwendungen, wie zum Beispiel die Detektor- oder Materialphysik, sind die zur Verfügung gestellten Strahlenfelder sehr interessant. Detaillierte Beschreibungen der unterschiedlichen Forschungsgebiete findet man in den beiden MedAustron Weißbüchern "Research Opportunities for Medical Radiation Physics and Radiation Biology" und „Physics Opportunities at MedAustron“ (6).

1.1.1 Beschleunigeranlage

Abbildung 1 zeigt das Design der MedAustron Beschleunigeranlage. Der Beschleuniger kann mit bis zu vier Ionenquellen bestückt werden, wobei für den medizinischen Betrieb eine Protonen- sowie eine Kohlenstoffionenquelle fix vorgesehen sind. Zusätzlich wird aus Redundanzgründen eine weitere Ersatzquelle laufend einsatzbereit sein. Eine vierte Quelle soll zu einem späteren Zeitpunkt die Möglichkeit bieten, auch andere Ionenarten für die Forschung zur Verfügung zu stellen (1).

Die Ionen werden vom Linearbeschleuniger (LINAC) auf eine Energie von 7 MeV/u beschleunigt und über die Strahllinie des Mittelenergie-Strahltransports (MEBT) in das Synchrotron geleitet. Dort werden sie weiter beschleunigt, bis sie die geforderte Energie erreicht haben und anschließend über den Hochenergie-Strahltransport (HEBT) in die Bestrahlungsräume geliefert. In den medizinischen Bestrahlungsräumen (IR2 – IR4) werden in erster Linie Patientenbestrahlungen, aber auch medizinischer Forschungsbetrieb, mit Protonenenergien bis zu 250 MeV und Kohlenstoffionenenergien bis 400 MeV/u stattfinden. Bestrahlungsraum 1 (IR1) hingegen ist ausschließlich für die nichtmedizinische Forschung vorgesehen, weshalb in diesem Raum neben den Kohlenstoffionen auch Protonen mit Energien bis zu 800 MeV zur Verfügung stehen werden.

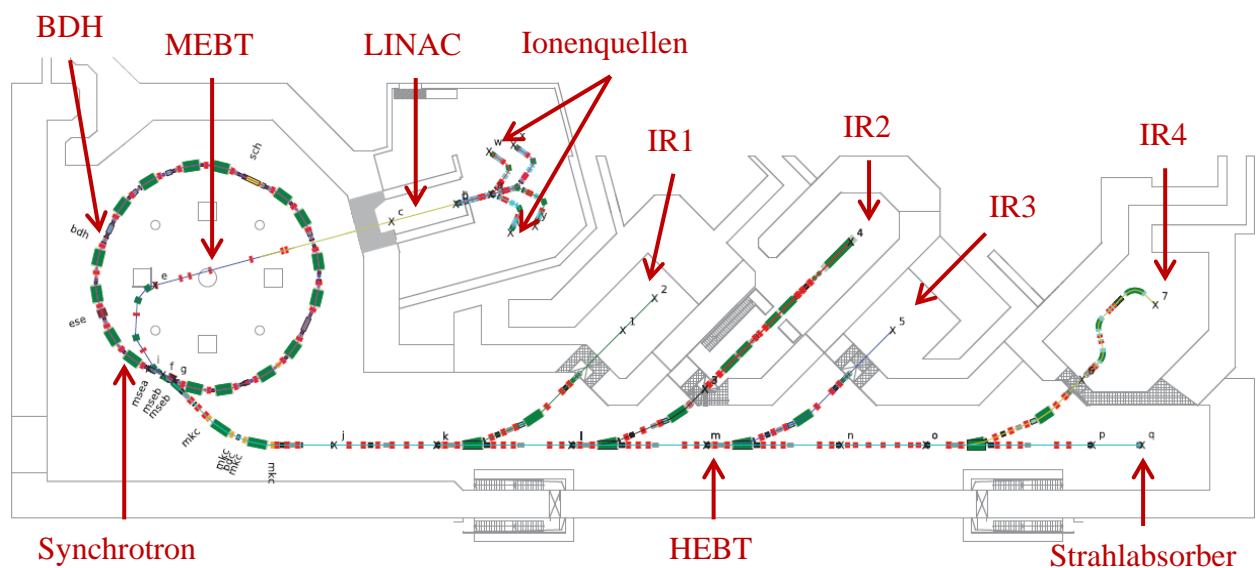


Abbildung 1 – Layout der MedAustron-Beschleunigeranlage mit den 4 Bestrahlungsräumen (IR). (1)

1.1.2 Strahlparameter

Generell werden die Strahlparameter durch die medizinische Anwendung bestimmt, jedoch bietet der Beschleuniger, soweit technisch machbar, darüber hinausgehende Parameter, um auch spezielle Anforderungen des Forschungsbetriebs abzudecken. In Tabelle 1 sind die

wichtigsten Parameter der Nutzstrahlen aufgelistet. Darin sieht man zum Beispiel, dass sich das Protonenspektrum von 60 MeV bis zu einem Maximum von 800 MeV erstreckt, obwohl in der Medizin lediglich Protonenstrahlen mit Energien von bis zu 250 MeV verwendet werden. Die höheren Energien sind ausschließlich für den nichtklinischen Forschungsbetrieb in Bestrahlungsraum 1 verfügbar. Auch die Extraktionszeit des Strahls ist über ein größeres Intervall wählbar, als für den medizinischen Betrieb notwendig. In der Strahlentherapie werden üblicherweise Pulslängen von über 1 s verwendet, während im experimentellen Betrieb auch kurze Hochintensitätspulse von wissenschaftlichem Interesse sein können.

Tabelle 1 – Strahlparameter für den Maximalbetrieb bei der Extraktion aus dem Synchrotron. (1)

Protonen	
Kinetische Teilchenenergie (min. – max.)	60 - 800 MeV
Strahlintensität	$\leq 2 \times 10^{10}$ Protonen/Extraktion
Extraktionszeit (min. – max.)	0.1 – 10 s
Wiederholungsrate (max.)	1 Hz
Kohlenstoffionen	
Kinetische Teilchenenergie (min. – max.)	120 - 400 MeV/u
Strahlintensität	$\leq 1 \times 10^9$ Ionen/ Extraktion
Extraktionszeit (min. – max.)	0.1 – 10 s
Wiederholungsrate (max.)	1 Hz

1.1.3 Abschirmkonzept

Die ausreichende Abschirmung einer Beschleunigeranlage wie MedAustron, stellt aus Sicht des Strahlenschutzes, aber auch des Projekts selbst, ein entscheidendes Kriterium dar. Zum einen ist die Sicherheit der Bevölkerung und der Umwelt höchstes Gebot, zum anderen ist aber die Errichtung der oft meterdicken, massiven Abschirmwände mit immensem technischem und finanziellem Aufwand verbunden. Aus diesem Grund ist die Berechnung und Entwicklung einer optimalen Abschirmung unabdingbar.

Das ursprüngliche Abschirmkonzept von MedAustron sieht Wände aus herkömmlichem Beton vor. Nur in Bereichen, wo die notwendige Abschirmdicke für Beton platztechnisch nicht realisiert werden kann, wird ein Schwerbeton mit höherer Dichte verwendet. In Abbildung 2 sieht man, dass insbesondere die Strahldurchbrüche sowie die Wände des Bestrahlungsraums 1 Schwerbetonelemente beinhalten.

Die Wände im Bereich des Synchrotrons sind 4 m dick, um die entlang des Synchrotrons entstehenden Strahlverluste ausreichend abzuschirmen. Einer der Hauptverlustpunkte im Synchrotron ist der horizontale Strahlabsorber BDH, da dort sehr hohe Verluste von Protonen mit maximaler Energie auftreten und er sich in der Nähe des Zugangs zur

1 - Einleitung

Synchrotronhalle befindet (siehe Abbildung 1). Daher wird der BDH in dieser Arbeit als Referenzpunkt für die Verluste am Synchrotron herangezogen. Die seitlichen Wände der Hochenergie-Strahltransportlinie, sowie der drei medizinischen Bestrahlungsräume haben eine Dicke von 3 m, während die Wände in Strahlrichtung 5 m aufweisen. Als Referenz für die medizinischen Bestrahlungsräume wird hier Bestrahlungsraum 3 verwendet.

Aus Sicht des Strahlenschutzes stellt Bestrahlungsraum 1 eine besondere Herausforderung dar, da aufgrund der dort möglichen hohen Intensitäten an 800 MeV Protonen für den Forschungsbetrieb ($\sim 2 \times 10^{16}$ Protonen/Jahr) mit den höchsten Dosisleistungen und Aktivierungen gerechnet werden muss. Daher sind in diesem Bereich die dicksten Abschirmungen der Anlage zu finden. So benötigt man lateral vom Strahl 5 m dicke Betonwände und in Strahlrichtung trotz integriertem Stahlabsorber sogar 7 m. Da zur Seite hin der Platz für die benötigten Wandstärken nicht vorhanden ist, wird ein Teil des Betons durch Schwerbeton ersetzt, um die Wanddicken zu reduzieren. Entsprechend ist dieser Raum aus Sicht des Strahlenschutzes besonders kritisch, weshalb er in allen nachfolgenden Studien als Referenzszenarium herangezogen wird.

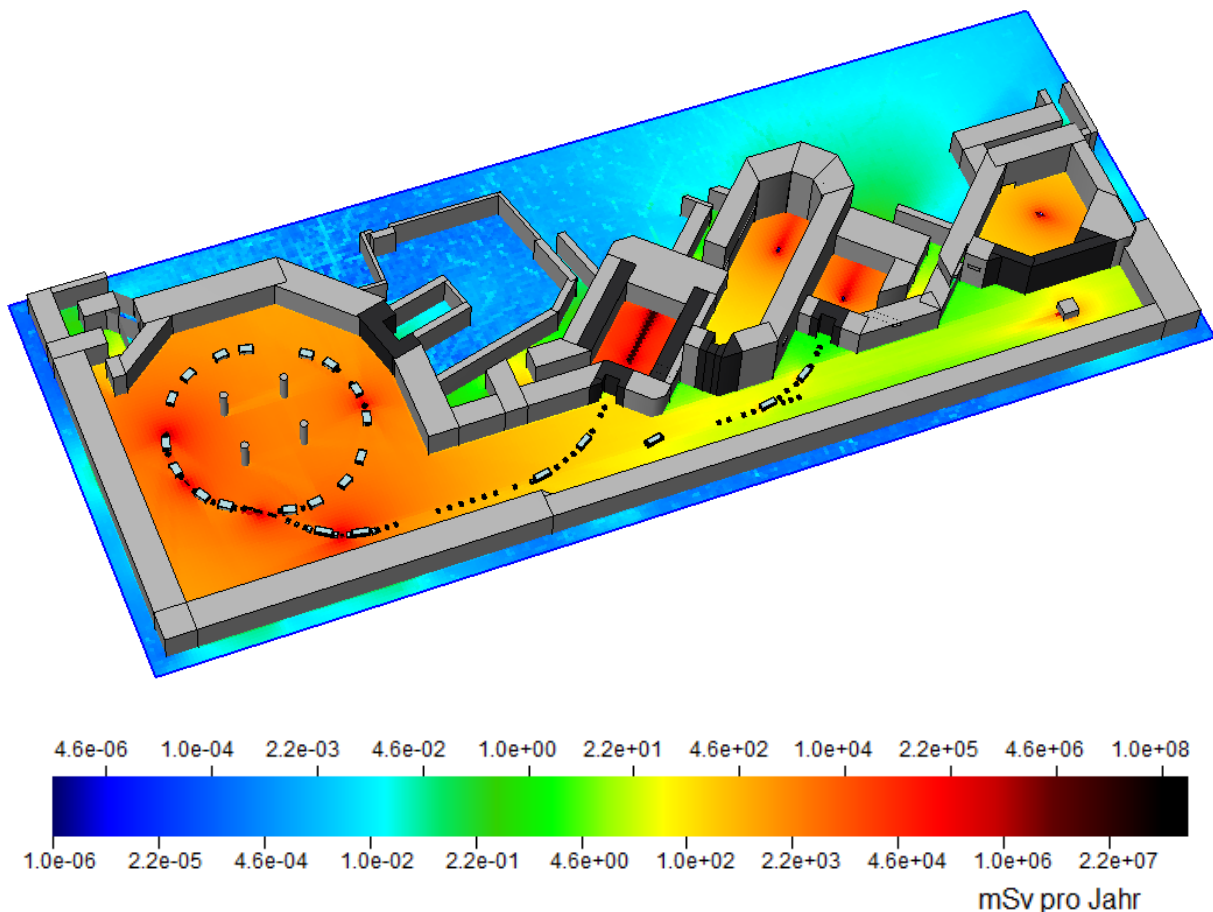


Abbildung 2 - Schematische 3D Darstellung der MedAustron Betonabschirmung mit der berechneten, effektiven Jahresdosis. Das Dach der Anlage ist wegen der besseren Übersicht ausgeblendet.

Normalbeton ist grau, Schwerbeton schwarz dargestellt. (7)

Das im Folgenden beschriebene Abschirmkonzept wurde im Zuge der für MedAustron erforderlichen UVP von behördlichen Strahlenschutzgutachtern überprüft (1), wobei die detaillierten Studien im Rahmen einer Dissertation (7) gemacht wurden. Um behördlich zu verifizieren, dass dieses Abschirmkonzept auch mit der Sandwichbauweise umsetzbar ist, erfolgte 2011 eine UVP-Nachreichung (8), die Teile der Ergebnisse dieser Arbeit beinhaltet.

1.2 Sandwichbauweise

Die von Forster Bau GmbH patentierte Sandwichbauweise (2) besteht im Wesentlichen aus einem Betonrahmen, welcher aus 30 cm dicken Betonplatten zusammengesetzt wird und mit einem geeigneten Schüttmaterial aufgefüllt wird. Als Füllmaterial können je nach Anforderung unterschiedliche grob- und feinkörnige Materialien verwendet werden, wie Erde, Schotter, Sand, Gips, Metallerze und verschiedene Mischungen. So können auf einfache Weise dicke Wände aber auch Böden und Decken realisiert werden.

Um die notwendige, mechanische Stabilität der Wände zu erreichen, werden in regelmäßigen Abständen Querverbindungen, ebenfalls aus 30 cm dicken Betonplatten, gesetzt. Die so entstehende, wabenförmige Wandstruktur ist in Abbildung 3 beispielhaft anhand der Abschirmung der MedAustron-Anlage dargestellt. Man erkennt auch, dass nur jene Wandabschnitte in Sandwichbauweise umgesetzt werden, die dicker als 1 m sind. Dünnere Wände werden nach wie vor in Vollbetonbauweise errichtet. Abbildung 4 zeigt schematisch die Umsetzung einer Vollbetonwand und einer schichtweise aufgebauten Wand aus Beton und Schwerbeton in Sandwichbauweise. Da sich die vorgegebenen Wandstärken, bei Verwendung der Sandwich-Technologie, nicht ändern sollen, muss das für die Füllung verwendete Material die gleiche oder eine höhere Dichte und eine ähnliche chemische Zusammensetzung aufweisen wie der ausgehärtete Beton, damit die geforderten Abschirmeigenschaften der Wände erhalten bleiben. Anstelle des herkömmlichen Betons wird das vor Ort befindliche Aushubmaterial als Füllmaterial verwendet. Dieses wird mit Hilfe von Rüttelplatten mechanisch soweit verdichtet, dass es mindestens die geforderte Dichte von $2,4 \text{ g/cm}^3$ erreicht. Jene Wandabschnitte, welche aus Schwerbeton mit einer Dichte von $4,0 \text{ g/cm}^3$ geplant sind, werden durch ein entsprechend schweres Füllmaterial mit der Bezeichnung MagnaDense 8S ersetzt. Dieses auf Magnetit basierende Gesteinsgemisch von MINECLO weist laut Spezifikation (9) eine mittlere Dichte von $4,8 \text{ g/cm}^3$ auf. Der einhüllende Betonrahmen wird an diesen Stellen soweit erforderlich durch Schwerbeton ersetzt. Bei jenen Wänden, die teilweise aus Beton und teilweise aus Schwerbeton geplant sind, wird die Schicht mit dem schweren Füllmaterial 30 cm in das Wandinnere verschoben, sodass die Wand auf beiden Seiten von 30 cm Fertigbeton begrenzt werden kann (Abbildung 4b). Dies betrifft die Seitenwände und das Dach des Bestrahlungsraumes 1 sowie die Wände in Strahlrichtung in den Bestrahlungsräumen 2 und 3. Die Trennung der unterschiedlichen Füllmaterialien erfolgt mittels einer Blechplatte.

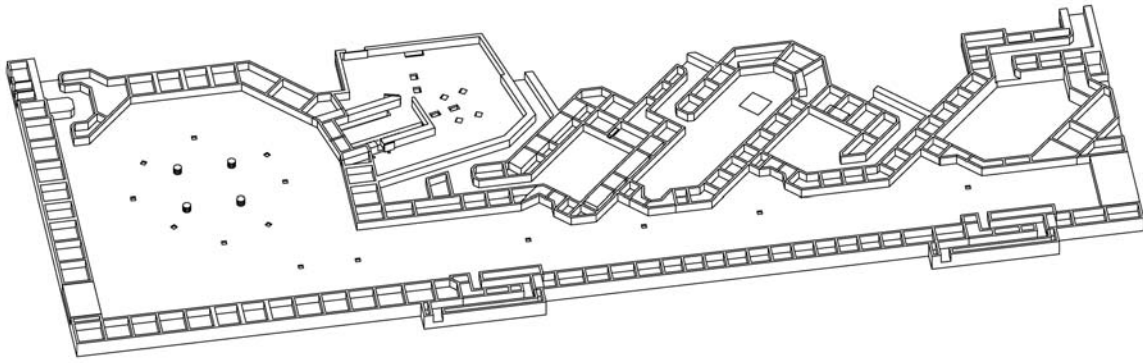


Abbildung 3 – Schematische Darstellung der MedAustron Abschirmwände in Sandwichbauweise. Horizontaler Schnitt in Strahlhöhe (8).

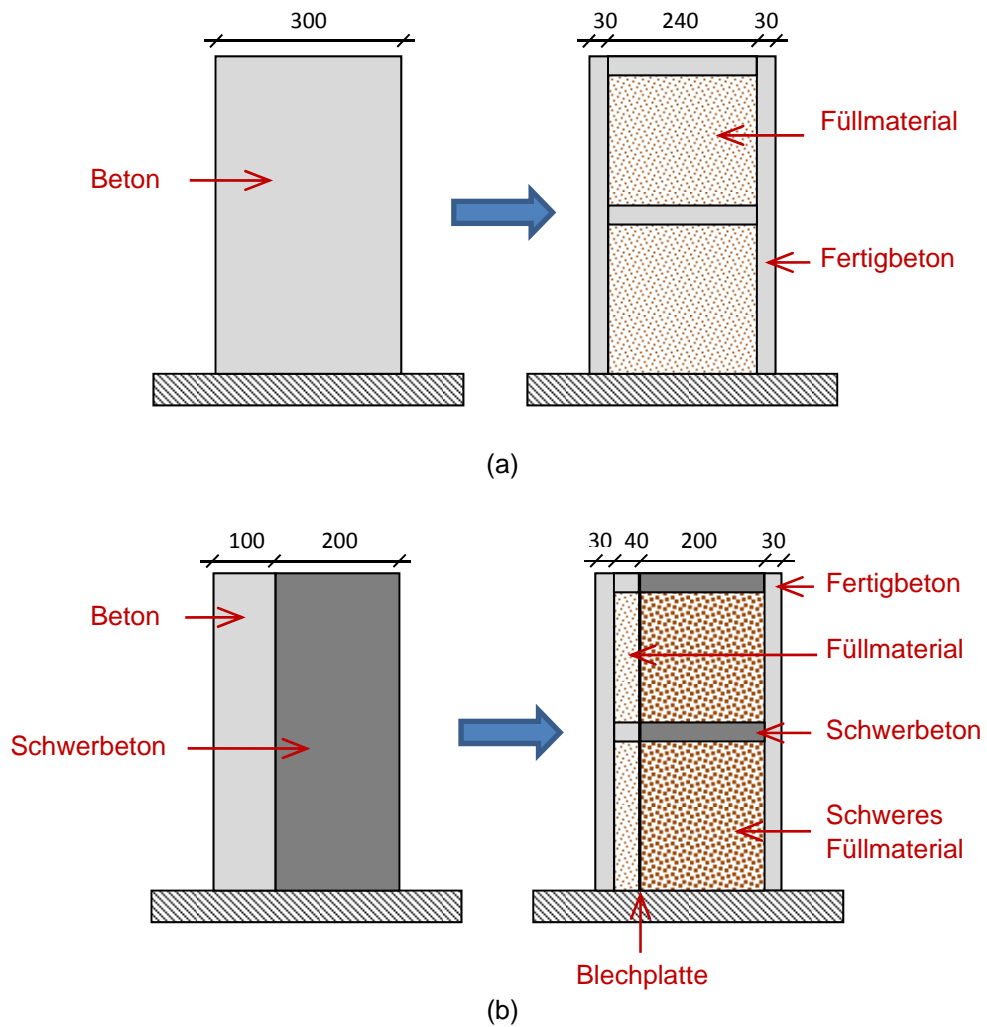


Abbildung 4 – Schematische Darstellung der Umsetzung einer Betonwand (a) und einer schichtweise aufgebauten Wand aus Beton und Schwerbeton (b) in die entsprechende Sandwichbauweise.

2 Grundlagen und Definitionen

Neben den physikalischen Größen zur Beschreibung von Strahlungsfeldern und Radioaktivität, wie Teilchenfluenz, Energiedosis oder Aktivität, werden im Strahlenschutz spezielle dosimetrische Größen verwendet (10), die die biologische Wirksamkeit der Strahlung auf den menschlichen Körper berücksichtigen. Diese gliedern sich in Strahlenschutzgrößen und operationelle Größen. Beide Kategorien werden ausführlich in der Literatur behandelt (siehe zum Beispiel (11), (12)). Im Folgenden werden nur die für diese Arbeit relevanten Größen kurz beschrieben, basierend auf den Definitionen und Empfehlungen der ICRP und ICRU² (13), (14).

2.1 Physikalische Größen

2.1.1 Teilchenfluenz

Die Teilchenfluenz oder kurz Fluenz Φ ist das Verhältnis der Anzahl der auf eine infinitesimal kleine Kugel auftreffenden Teilchen dN zur Querschnittsfläche der Kugel da .

$$\Phi = \frac{dN}{da} \quad (2.1)$$

Die Einheit der Fluenz ist m^{-2} . Für Dosisberechnungen, zum Beispiel durch Monte Carlo Simulationen, wird die Teilchenfluenz häufig durch die Summe der Teilchenspurlängen dl im Volumen dV ausgedrückt (13).

$$\Phi = \frac{dl}{dV} \quad (2.2)$$

Um die Teilchenfluenz in einem bestimmten Energieintervall $[E, E + dE]$ zu betrachten wird die spektrale Teilchenfluenz Φ_E herangezogen.

$$\Phi_E = \frac{d\Phi}{dE} \quad (2.3)$$

Somit ist die Einheit der spektralen Fluenz $J^{-1} m^{-2}$. Trägt man die spektrale Teilchenfluenz in einem Diagramm über die Energie auf, so erhält man ein Teilchenfluenzspektrum.

² ICRP - International Commission on Radiological Protection (Internationale Strahlenschutzkommission), ICRU - International Commission on Radiation Units and Measurements (Internationale Kommission für Strahlungseinheiten und Messung)

2.1.2 Energiedosis

Die Energiedosis D bildet die physikalische Basisgröße im Strahlenschutz (14). Sie ist definiert als Quotient der mittleren Energie $d\bar{\epsilon}$ die durch ionisierende Strahlung an Materie abgegeben wird und der Masse dm dieser Materie. Die Einheit der Energiedosis ist J kg^{-1} und hat den speziellen Namen Gray (Gy).

$$D = \frac{d\bar{\epsilon}}{dm} \quad (2.4)$$

2.1.3 Aktivität

Die Aktivität A einer radioaktiven Probe ist der Quotient der Anzahl an spontanen radioaktiven Umwandlungen dN in einem bestimmten Zeitintervall dt und dem Zeitintervall in dem die Umwandlungen erfolgen. Auch die Einheit der Aktivität s^{-1} hat einen eigenen Namen, nämlich das Becquerel (Bq).

$$A = \frac{dN}{dt} \quad (2.5)$$

2.2 Strahlenschutzgrößen

Für die Festlegung der radiologischen Grenzwerte und zur Risikoabschätzung werden die Strahlenschutzgrößen (Körperdosisgrößen) Organdosis und effektive Dosis verwendet. Diese werden über die Organe gemittelt und sind daher nicht unmittelbar messtechnisch erfassbar. Die Definition dieser Größen stützt sich auf die mittlere Energiedosis D_T im Volumen eines spezifizierten Organs oder Gewebes T mit der Masse m_T .

$$D_T = \frac{1}{m_T} \int_{m_T} D dm \quad (2.6)$$

2.2.1 Organdosis

Die Organdosis H_T hängt von der vorliegenden Strahlung R ab. Dieser Zusammenhang wird durch den Strahlungs-Wichtungsfaktor w_R berücksichtigt.

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R} \quad (2.7)$$

Die Einheit der Organdosis ist J kg^{-1} und trägt den Namen Sievert (Sv). Die aktuellen Strahlungs-Wichtungsfaktoren sind dimensionslos und werden von der ICRP in der Publikation 103 vorgeschlagen (14)

2.2.2 Effektive Dosis

Die effektive Dosis E ist die Summe der mit den zugehörigen Gewebe-Wichtungsfaktoren w_T multiplizierten Organdosen der von der ICRP (14) vorgegebenen Gewebe und Organe und hat, wie die Organdosis, die Einheit Sievert (Sv).

$$E = \sum_T w_T \sum_R w_R D_{T,R} = \sum_T w_T H_T \quad (2.8)$$

Sie ist eine auf den ganzen Körper oder einzelne Bereiche des Körpers bezogene Größe und soll ein Maß für das, mit einer Strahlenexposition verbundene, stochastische Risiko sein.

Die in dieser Arbeit berechneten Dosiswerte sind ausschließlich effektive Dosiswerte, da sie dem Vergleich mit radiologischen Grenzwerten dienen. Ist im weiteren Verlauf von Dosis die Rede, so ist damit immer die effektive Dosis gemeint.

2.3 Operationelle Größen

Die Strahlenschutzgrößen Organdosis und effektive Dosis sind in der Praxis nicht messbar, weshalb operationelle Größen zur Schätzung der effektiven Dosis oder der Organdosis in Gewebe und Organen definiert wurden. Diese Größen zielen darauf ab, eine konservative Abschätzung der Werte der Strahlenschutzgrößen für eine Exposition von Personen unter den meisten Bestrahlungsbedingungen zu liefern. Diese Größen werden in dieser Arbeit nicht verwendet, werden hier aber der Vollständigkeit wegen angeführt.

Ausgangspunkt der operationellen Größen ist die **Äquivalentdosis** H mit der Einheit Sv. Sie ist das Produkt aus der Energiedosis in einem Punkt in Weichteilgewebe D_w und einem dimensionslosen Qualitätsfaktor Q . Dieser wird so festgelegt, dass unter Strahlenschutzgesichtspunkten gleiche Äquivalentdosen verschiedener Strahlungsarten (Strahlungstyp, Strahlenenergie, ...) gleich bewertet werden können (11).

Die Äquivalentdosis in Weichteilgewebe, die an einem bestimmten Punkt im Raum gemessen wird, wird als **Ortsdosis** bezeichnet. Dabei unterscheidet man die **Umgebungs-Äquivalentdosis** $H^*(d)$ und die **Richtungs-Äquivalentdosis** $H'(d,\Omega)$. Während $H^*(d)$ an einem Punkt im Strahlungsfeld definiert ist als jene Äquivalentdosis, die im zugehörigen aufgeweiteten und ausgerichteten Strahlungsfeld in der Tiefe d der ICRU-Kugel auf dem, der Einfallrichtung der Strahlung, entgegengesetzten Radiusvektor erzeugt würde, ist die Definition von $H'(d,\Omega)$ analog, außer, dass das Strahlenfeld nicht ausgerichtet ist und dessen Einfallrichtung mit dem zum Messpunkt zeigenden Radiusvektor einen Winkel Ω einschließt.

Die ICRU-Kugel hat einen Durchmesser von 30 cm und besteht aus 76,2% Sauerstoff, 11,1% Kohlenstoff, 10,1% Wasserstoff und 2,6% Stickstoff, mit Dichte $\rho = 1 \text{ g/cm}^3$ (15).

Als personenbezogenes Maß für die Exposition durch externe Strahlung wird die **Personendosis** $H_p(d)$ verwendet. Sie ist definiert als die Äquivalentdosis in Weichteilgewebe in einer Tiefe d unter der Stelle der Körperoberfläche, an der das Personendosimeter getragen wird.

Als geeignete Tiefen werden für durchdringende Strahlung $d = 10 \text{ mm}$ und für Strahlung mit geringer Eindringtiefe $d = 0,07 \text{ mm}$ vorgeschlagen (16).

2.4 Wechselwirkung von Teilchen mit Materie

Die Wechselwirkungsmechanismen von Photonen, Neutronen oder geladenen Teilchen mit Materie bilden die Grundlage der Strahlenphysik, da sie die Erzeugung von Wechselwirkungsteilchen und somit der Sekundärstrahlung erklären und in weiterer Folge makroskopische Größen, wie Fluenz, Dosis und Aktivität davon abgeleitet werden können.

Abhängig vom einfallenden Teilchen und dem Material in dem die Wechselwirkung stattfindet, kommt es zu den unterschiedlichsten Wechselwirkungsprozessen. Der **mikroskopische Wirkungsquerschnitt** σ ist ein Maß für die Wahrscheinlichkeit, dass sich ein bestimmter Prozess ereignet (17). Für einen festgelegten Wechselwirkungsprozess in einem Zielobjekt wird der Wirkungsquerschnitt definiert als (16):

$$\sigma = \frac{H}{\Phi} \quad (2.9)$$

Dabei ist H die mittlere Häufigkeit mit der der Prozess eintritt und Φ die Fluenz im Zielobjekt. Die Einheit des Wirkungsquerschnittes ist eine Fläche (m^2), weshalb er anschaulich auch oft als die effektive „Trefferfläche“, die ein Atom oder ein Atomkern einem einfallenden Teilchen bietet, interpretiert wird (11). Entsprechend klein sind natürlich die Werte der Wirkungsquerschnittsflächen, sie liegen zum Beispiel für Neutronen typischerweise zwischen $10^{-31} - 10^{-25} \text{ m}^2$, weshalb man eine eigene Einheit für die Wirkungsquerschnitte eingeführt hat. Diese Einheit nennt sich barn (b) und ist definiert als $1\text{b} = 10^{-28} \text{ m}^2$. Die Wirkungsquerschnitte einzelner Wechselwirkungsprozesse werden auch als partielle Wirkungsquerschnitte bezeichnet, im Unterschied zum totalen Wirkungsquerschnitt σ_t , der die Summe aller Wirkungsquerschnitte für ein bestimmtes Nuklid angibt.

Während sich der mikroskopische Wirkungsquerschnitt sehr gut zur Beschreibung von Wechselwirkungen in atomaren Größenordnungen eignet, wird für makroskopische Beschreibungen der Vorgänge der **makroskopische Wirkungsquerschnitt** Σ verwendet. Betrachtet man einen parallelen Teilchenstrahl mit der Intensität I_0 , der ein Material mit der

Atomdichte N und dem Wirkungsquerschnitt σ durchdringt, so wird die Intensität $I(d)$ des Strahls in einer Eindringtiefe d durch das exponentielle Schwächungsgesetz beschrieben.

$$I(d) = I_0 e^{-N\sigma d} \quad (2.10)$$

Da der Exponent dimensionslos sein muss, ist $N\sigma$ offensichtlich eine reziproke Länge, die als Σ mit der Einheit m^{-1} festgelegt wird. Bei Photonenwechselwirkungen wird $N\sigma$ auch als linearer Schwächungskoeffizient μ bezeichnet (18). Der Kehrwert des makroskopischen Wirkungsquerschnittes $\lambda = 1/\Sigma$ ist die mittlere freie Weglänge, die angibt, wie viel Material ein Teilchenstrahl durchqueren muss, damit seine Anfangsintensität um $1/e$ reduziert wird.

2.4.1 Photonenwechselwirkungen

Photonen vollziehen vorwiegend elektromagnetische Wechselwirkungen mit den Elektronen in der Atomhülle, wobei besonders der Photoeffekt, der Compton-Effekt und die Paarbildung (Abbildung 5) von Bedeutung sind (11).

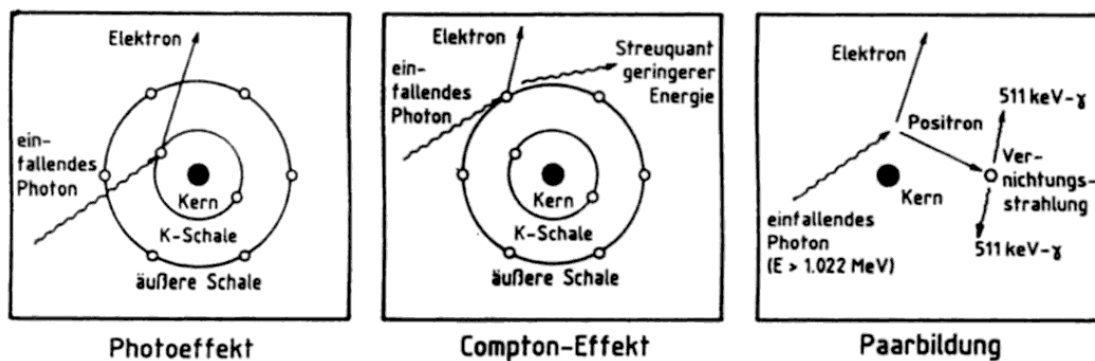


Abbildung 5 – Wechselwirkungsprozesse der Photonen in Materie. (18)

Beim **Photoeffekt** wird ein Elektron der inneren Elektronenschalen (K, L, M...) durch das Photon aus der Atomhülle gestoßen, wobei das Elektron die gesamte Photonenenergie absorbiert. Das Loch in der inneren Schale wird dann durch ein Elektron der äußeren Schale aufgefüllt, was mit der Emission charakteristischer Röntgenstrahlung einhergeht. Der **Compton-Effekt** ist ein inelastischer Streuprozess, bei dem ein Elektron aus dem äußeren Hüllenbereich emittiert wird. Dabei verliert das gestreute Photon nur einen Teil seiner Energie und ändert seine Richtung. Die elastische Streuung von Photonen, bei der sie ihre Richtung ändern aber keine Energie verlieren, wird Rayleigh-Streuung genannt. Da es hier zu keinem Energietransfer auf den Absorber kommt, ist sie für die Schwächung der Photonenstrahlung nicht relevant. Bei der **Paarbildung** wird ein Photon im elektrischen Feld des Atomkerns in ein Elektronen-Positronen-Paar umgewandelt, und dabei vollständig absorbiert. Damit der Prozess im Kernfeld überhaupt stattfinden kann, muss die Energie des

Photons eine Schwellenergie von 1022 keV übersteigen, also die Summe der Ruheenergien des Elektrons und des Positrons.

Welcher der drei Wechselwirkungsprozesse dominiert, hängt sehr stark von der Ordnungszahl des Absorbermaterials und der Energie des Photons ab. Gleichung 2.11 zeigt den Zusammenhang der jeweiligen Schwächungskoeffizienten mit der Ordnungszahl.

$$\mu_{Photo} \propto \frac{Z^5}{A}; \mu_{Compton} \propto \frac{Z}{A}; \mu_{Paarbildung} \propto \frac{Z^2}{A} \quad (2.11)$$

Da der totale Schwächungskoeffizient als Summe der Schwächungskoeffizienten der Einzelprozesse berechnet wird, trägt der Compton-Effekt mit zunehmender Ladung des Zielkerns also immer weniger zur Schwächung bei, im Gegensatz zu den beiden anderen Prozessen. In Abbildung 6 wird diese Z-Abhängigkeit als Funktion der Energie dargestellt.

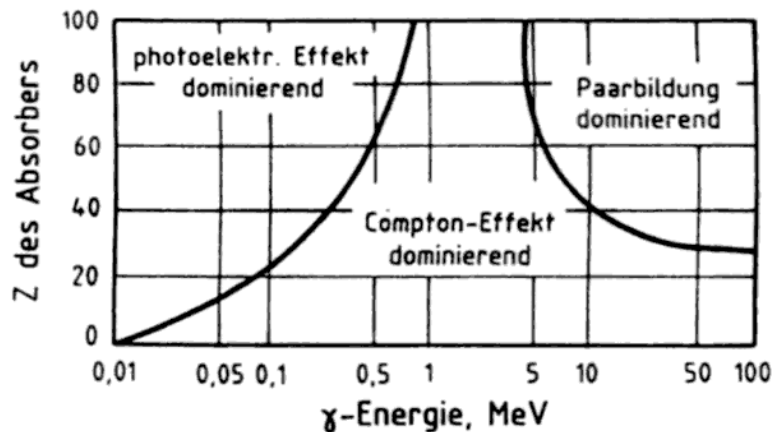


Abbildung 6 - Abhängigkeit der Photonenwechselwirkungen von der Kernladungszahl Z des Absorbers als Funktion der Photonenergie. (18)

Photonen können über ihre elektromagnetische Eigenschaft aber auch mit den Nukleonen in Atomkernen wechselwirken. Sie übertragen dabei ihre Energie auf den Kern und regen diesen an. Übersteigt die Anregungsenergie die Separationsenergie, also die Bindungsenergie des äußersten Nukleons, so kann es zur Freisetzung eines oder mehrerer Kernteilchen kommen. Für die meisten Elemente liegt diese Energie zwischen 6 und 20 MeV (11). Analog zum Photoeffekt wird dieser Wechselwirkungsprozess **Kernphotoeffekt** genannt. Aufgrund seiner geringen Wirkungsquerschnitte spielt er für die Schwächung eines Photonenstrahls in Materie, gegenüber den anderen Wechselwirkungen, nur eine untergeordnete Rolle.

Da Photonen keine Ladung besitzen, können sie die Atome entlang ihres Weges im Material eines Absorbers (z.B. menschliches Gewebe) nicht laufend ionisieren. Stattdessen erzeugen sie über Wechselwirkungsprozesse Sekundärelektronen, die die Energien der Photonen

indirekt auf das Absorbermaterial übertragen. Daher zählen die Photonen zur sogenannten indirekt-ionisierenden Strahlung.

2.4.2 Neutronenwechselwirkungen

Aufgrund der fehlenden Ladung, wechselwirken Neutronen ausschließlich mit den Atomkernen der umgebenden Materie. Daher wird ein Neutronenstrahl beim Durchdringen eines Absorbers, gleich wie ein Photonenstrahl, entsprechend dem Formalismus in Gleichung 2.10 geschwächt. Die Einteilung der verschiedenen Wechselwirkungsprozesse von Neutronen ist in Abbildung 7 angegeben.

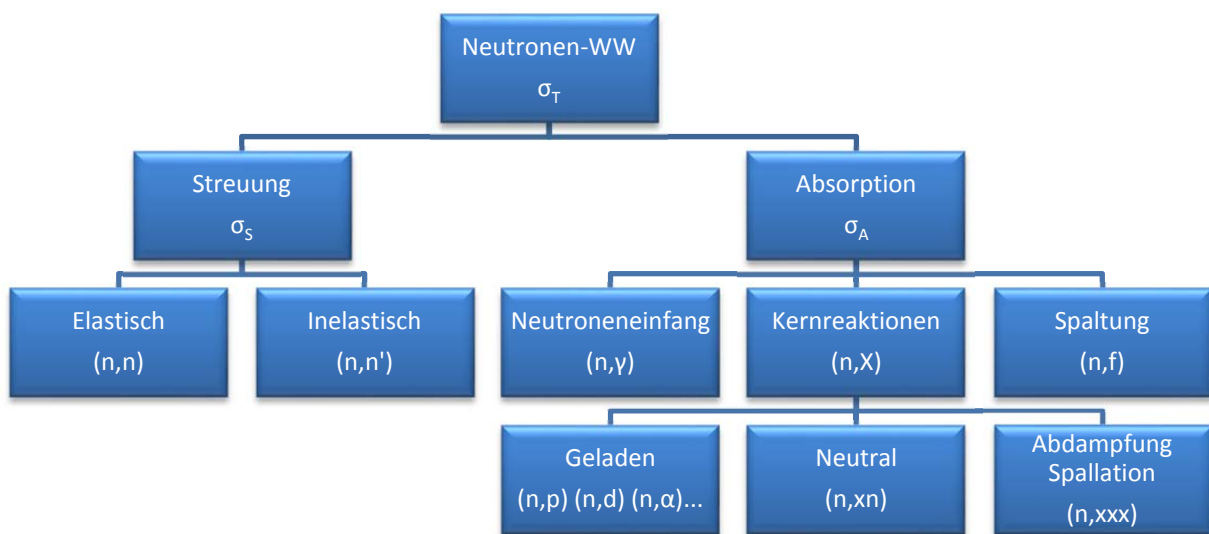


Abbildung 7 – Einteilung unterschiedlicher Neutronenwechselwirkungen (WW). (11), (17), (19)

Im Allgemeinen unterscheidet man bei den Neutronenwechselwirkungen zwischen Streuung und Absorption. Wird ein Neutron an einem Atomkern gestreut, so ändert es seine Richtung und seine Geschwindigkeit, der Streukern besitzt aber die gleiche Anzahl an Protonen und Neutronen wie zuvor. Bei der elastischen Streuung wird das Neutron direkt an der äußeren Hülle des Kerns abgelenkt, ohne dabei in den Kern einzudringen, vergleichbar mit dem Stoß zweier Billardkugeln. Das Neutron gibt dabei Bewegungsenergie in Form von Rückstoßenergie an den Atomkern ab. Bei der inelastischen Streuung hingegen wird das Neutron kurzfristig von den Kernkräften des Targetnukleus eingefangen und überträgt dabei einen Teil seiner Energie auf die Nukleonen im Kern. Inelastische Streuung tritt daher bevorzugt bei schwereren Elementen auf. Der angeregte Kern emittiert nach einer gewissen Zeit die überschüssige Energie in Form von Gammastrahlung um in den Grundzustand zurückzukehren.

Bei der Absorption wird das Neutron vom Atomkern eingefangen und es entsteht ein angeregter Compoundkern. Dieser kann durch die unterschiedlichsten Kernreaktionen

wieder in einen stabileren Zustand übergehen, zum Beispiel durch das Aussenden von Gammaquanten (n,γ) oder von einzelnen Nukleonen (n,p). Hochenergetische Neutronen mit Energien über einigen MeV können den Kern so stark anregen, dass nacheinander mehrere, teils hochenergetische Kernteilchen emittiert werden. Die grundlegenden Prozesse werden Spallation und Abdampfung (auch Evaporation) genannt. Eine weitere mögliche Reaktion ist die neutroneninduzierte Kernspaltung. Dabei teilt sich der Kern in zwei, selten auch in drei, unterschiedlich große Spaltfragmente sowie mehrere Neutronen. Dieser Prozess spielt jedoch hauptsächlich bei thermischen Neutronen und den sehr schweren Elementen der Actiniumreihe eine Rolle.

Die Wirkungsquerschnitte der einzelnen Wechselwirkungen sind teilweise stark energieabhängig. Abbildung 8 zeigt einen typischen Neutronenwirkungsquerschnittsverlauf am Beispiel von Eisen. Im sehr niedrigen Energiebereich von unter 1 eV ist der Neutroneneinfang (n,γ) (seltener auch (n,p)) der vorherrschende Prozess. Bei diesen Energien steigt die Wechselwirkungswahrscheinlichkeit mit der Aufenthaltsdauer des Neutrons im Umfeld des Kerns, weshalb der Wirkungsquerschnitt einen reziproken Abfall zur Neutronengeschwindigkeit ($\sigma \propto 1/v$) aufweist.

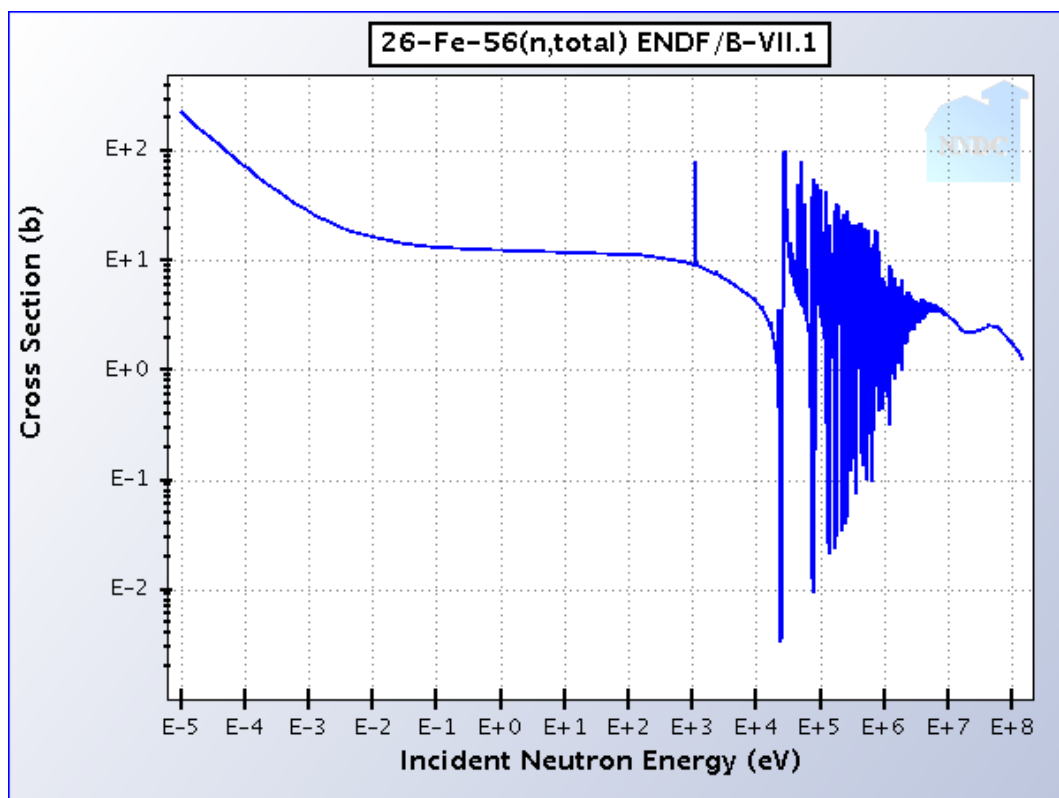


Abbildung 8 – Totaler Neutronenquerschnitt von Eisen. (20)

Anschließend folgt ein Energiebereich, der sich je nach Nuklid bis in den MeV-Bereich erstrecken kann, in dem vor allem die elastische Streuung dominiert. Hier ist der Wirkungsquerschnitt weitgehend konstant, jedoch weist er oft eine ausgeprägte

Resonanzstruktur auf, die auf Anregungszustände der Nukleonen oder auf kollektive Resonanzen der Atomkerne zurückzuführen ist (11). Im oberen Teil des Energiebereichs zwischen 1 MeV und 20 MeV sind einerseits die inelastische Streuung, andererseits aber auch verschiedene Kernreaktionen stärker vertreten, wobei in der Regel gilt, dass mit der Energie auch die Wahrscheinlichkeit für die Erzeugung schwerer Sekundärteilchen (z.B. (n,d), (n, α)) steigt. Bei hochenergetischen Neutronen mit Energien über 20 MeV werden schließlich Spallations- und Evaporationsprozesse immer dominanter. Diese werden in Kapitel 2.4.4 genauer beschrieben.

Neutronenstrahlung gehört wie die Photonenstrahlung zur Kategorie der indirekt-ionisierenden Strahlung, wobei der Energieübertrag auf Materie vorwiegend über schwere geladene Sekundärteilchen aus den Kernreaktionen erfolgt, insbesondere durch Protonen aus (n,p)-Reaktionen.

2.4.3 Elektromagnetische Wechselwirkungen geladener Teilchen

Elektrisch geladene Teilchen verlieren ihre Energie in Materie vorwiegend durch elektromagnetische Wechselwirkungen mit dem Coulombfeld der Atome, an denen sie vorbeifliegen. Während schwere Teilchen, wie Protonen, Pionen oder Alpha Teilchen, die Atome hauptsächlich ionisieren oder anregen, geben leichte Teilchen (Elektronen, Positronen) darüber hinaus ihre Energie auch durch die Aussendung von Photonen ab. Diese Prozesse sind entscheidend für die Energiedeposition und somit den Dosisbeitrag in Materie.

Um die Wechselwirkungen der geladenen Teilchen mit Materie zu beschreiben, wird das Bremsvermögen dE/dx der geladenen Teilchen herangezogen. Dieses ist definiert als Quotient des durch alle Wechselwirkungen bedingten mittleren Energieverlustes des geladenen Teilchens und der dabei zurückgelegten Wegstrecke im Absorbermaterial. Das Stoßbremsvermögen bezieht sich auf die Abbremsung des geladenen Teilchens durch Stöße mit den Atomen, während das Strahlungsbremsvermögen den Energieverlust durch Photonenemission beschreibt. Die Summe der beiden ergibt wiederum das Bremsvermögen (auch totales Bremsvermögen). Entsprechend der Definition ist das Bremsvermögen eine kontinuierliche Funktion, obwohl die dahinterstehenden Wechselwirkungen, wie die elastische und inelastische Streuung an der Atomhülle und am Atomkern sowie die verschiedenen Kernreaktionen, diskrete Ereignisse darstellen. Das ist deshalb möglich, weil geladene Teilchen eine Vielzahl an Wechselwirkungen entlang ihrer Bahn machen müssen, um allmählich abgebremst zu werden. Diese „quasi-kontinuierliche“ Energieabnahme führt dazu, dass nach einer gewissen Wegstrecke die gesamte Bewegungsenergie der Teilchen aufgebraucht ist und sie zum Stillstand kommen. Damit besitzen geladene Teilchen eine, von Teilchenart und Energie abhängige, mittlere Eindringtiefe in einen Absorber, die sogenannte Reichweite (21). Beschrieben wird das Bremsvermögen durch die Bethe-Bloch Gleichung (22). Sie zeigt, dass bei niedrigen Teilchenenergien dE/dx umgekehrt proportional ist zum

2 - Grundlagen und Definitionen

Geschwindigkeitsquadrat des geladenen Teilchens ($1/v^2$). Bei der Zunahme der Bewegungsenergie in den relativistischen Bereich ($v \rightarrow c$) verschwindet diese Abhängigkeit jedoch. Des Weiteren ist das Bremsvermögen eine Funktion des Quadrates der Teilchenladung z^2 sowie der Dichte ρ und der Elektronendichte (= Zahl der Elektronen pro Volumen) des Absorbers.

Schwere geladene Teilchen transferieren, bei der Wechselwirkung mit Materie, den Großteil ihrer kinetischen Energie über Streuprozesse auf die Elektronen in den Atomhüllen. Wegen ihrer großen Masse im Vergleich zu den Elektronen werden die schweren Teilchen dabei kaum aus ihrer Bahn gelenkt und bewegen sich nahezu auf einer geraden Linie durch das Material, während sie allmählich langsamer werden. Aufgrund der $1/v^2$ Abhängigkeit des Bremsvermögens bei niedrigen Geschwindigkeiten, werden die Teilchen gegen Ende ihrer Reichweite im Material immer stärker abgebremst, wodurch die Ionisierungsdichte im Material steigt, bevor die Teilchen zum Stillstand kommen. Diese Zunahme der Energiedeposition wird als Bragg-Peak bezeichnet (Abbildung 9).

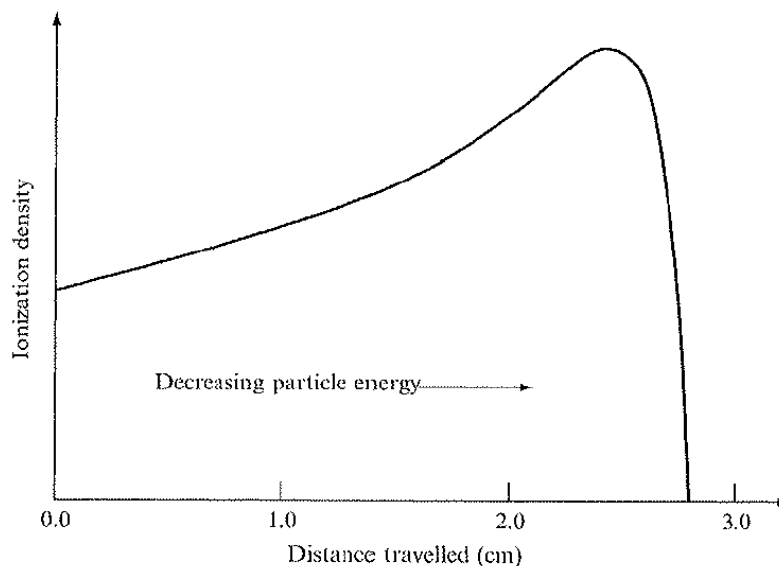


Abbildung 9 – Ionisationsdichte als Funktion der in Luft zurückgelegten Distanz eines α -Teilchens - (Bragg Kurve). (23)

Schwerionen, das sind Ionen mit einem höheren Gewicht als Helium, können auf ihrem Weg durch den Absorber ihren Ladungszustand verändern. Bei niedrigen Energien, in der Größenordnung der Bewegungsenergien der Hüllenelektronen, können sie einerseits Elektronen der Atome im Absorber einfangen und andererseits diese beim Vorbeiflug an anderen Atomen auch wieder abstreifen. Sie wechseln somit laufend ihre Ladung, was sich wiederum stark auf das Bremsvermögen auswirkt. Erst bei genügend hohen Energien ($E > z^2/2$ in MeV) (11) überwiegt das Abstreifen der Elektronen, was dazu führt, dass die Ionen vollständig ionisiert werden. Dieser Effekt wird unter anderem in Ionenbeschleunigern ausgenutzt, wo hochenergetische Schwerionen durch dünne Absorber, sogenannte

Stripping-Foils, geschossen werden, um sie von den restlichen Elektronen zu trennen. Umgekehrt werden bei sehr niedrigen Energien sukzessive Elektronen eingefangen, bis die Elektronenhüllen vollständig aufgefüllt sind. Da die Teilchen dann nach außen hin neutral sind, werden sie nicht mehr weiter durch elektromagnetische Wechselwirkungen abgebremst, sondern nur noch durch nukleare Stöße mit den Atomkernen im Absorber.

Leichte geladene Teilchen verlieren ihre Energie beim Flug durch Materie ebenso wie schwere Teilchen durch die Coloumb-Wechselwirkungen mit den Atomen. Da sie aber viel leichter sind, haben sie, bei derselben kinetischen Energie wie ein schweres Teilchen, eine entsprechend größere Geschwindigkeit, weshalb sie im nichtrelativistischen Energiebereich deutlich höhere Eindringtiefen in Materie aufweisen. Gleichzeitig werden sie aber stärker abgelenkt, wenn sie etwa an der Hülle eines Atoms gestreut werden. Der dadurch bedingte Zick-Zack-Verlauf der Elektronenbahnen wird auch „Straggling“ genannt und führt zu einer starken Varianz der Energieabgabe sowie der Reichweite der Elektronen im Absorber.

Zusätzlich geben leichte geladene Teilchen, im Unterschied zu schweren Ionen, einen signifikanten Anteil ihrer Bewegungsenergie als Photonenstrahlung ab, wenn sie im elektrischen Feld der Atomkerne oder Hüllenelektronen abgebremst werden. Wie in Abbildung 10 am Beispiel von Wasser dargestellt ist, nimmt der Anteil dieser Bremsstrahlung mit steigender Energie zu. Die Energie, bei der die Beiträge von Stoß- und Strahlungsbremsvermögen gleich groß sind, heißt kritische Energie und ist vom jeweiligen Material abhängig. Für Elektronen liegt sie in Blei bei etwa 7 MeV und in Luft sowie Wasser im Bereich von 100 MeV (21). Über der kritischen Energie verlieren Elektronen den Großteil ihrer Energie in Form von Bremsstrahlung. Dabei werden hochenergetische Photonen erzeugt, die selbst wiederum elektromagnetische Wechselwirkungen mit den Hüllenelektronen im Absorbermaterial induzieren können. Diese kontinuierliche Interaktion zwischen Elektronen und Photonen wird als elektromagnetische (EM) Kaskade bezeichnet.

2.4.4 Kernwechselwirkungen hochenergetischer Teilchen

Übersteigt die Energie von schweren geladenen Teilchen mehrere 10 MeV, so sind die Reichweiten, die durch die elektromagnetische Abbremsung im Absorbermaterial gegeben wären, meistens deutlich länger als die mittleren freien Weglängen λ der Teilchen. Daher werden bei den geladenen Teilchen die inelastischen Kernwechselwirkungen mit steigenden Energien immer signifikanter. Sekundärteilchen, die bei diesen Wechselwirkungen emittiert werden, können derart hohe Energien haben, dass sie wiederum weitere Kernwechselwirkungen auslösen. Der so erzeugte Teilchenschauer wird aufgrund seiner Teilchenzusammensetzung (Neutronen, Protonen, Pionen, ...) auch hadronischer Schauer oder hadronische Kaskade genannt.

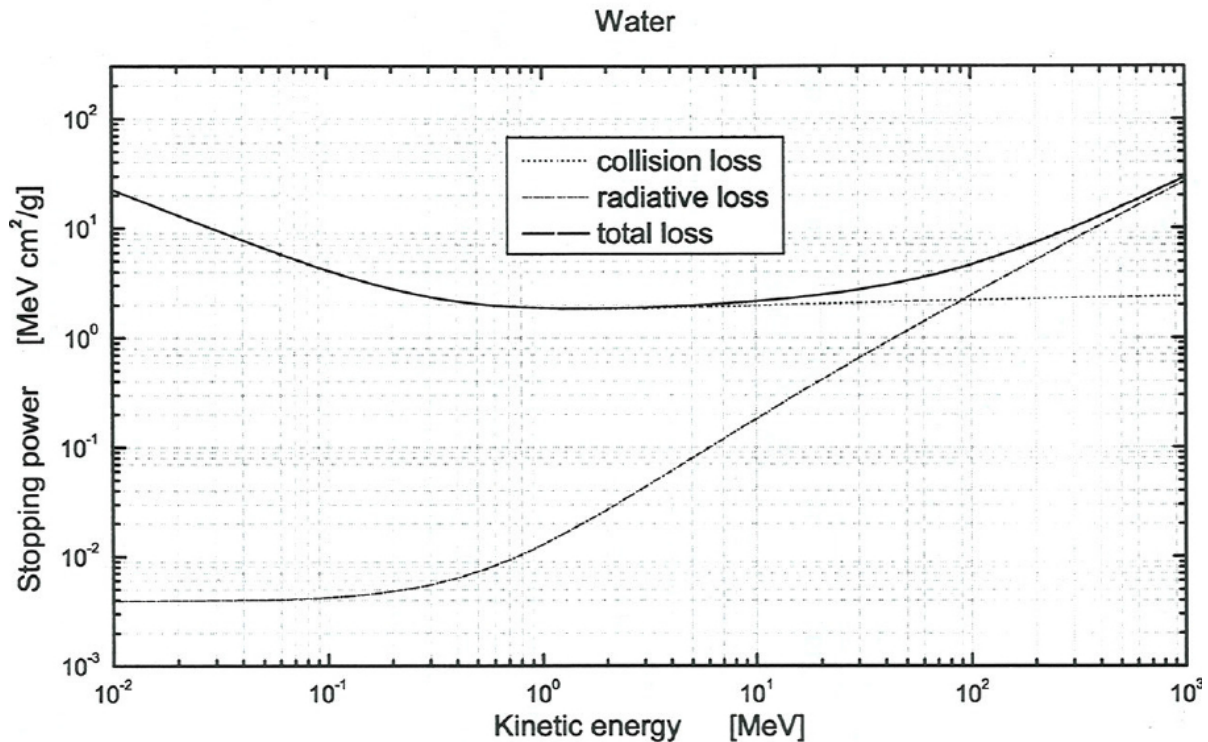


Abbildung 10 – Bremsvermögen (total loss), Stoß- (collision loss) und Strahlungsbremsvermögen (radiative loss) von Elektronen in Wasser in Abhängigkeit ihrer Energie. (21)

Wie schon in Kapitel 2.4.2 erwähnt, werden die Kernwechselwirkungen hochenergetischer Teilchen oft unter dem Begriff Spallation zusammengefasst. Darunter versteht man eine regelrechte Zertrümmerung des Zielkerns in die einzelnen Nukleonen oder in kleine Kernbruchstücke (11). Die Beschreibung des Spallationsprozesses erfolgt in zwei Schritten, die in Abbildung 11 dargestellt sind. Trifft ein hochenergetisches Hadron oder Ion auf den Kern, so überträgt es seine Energie nacheinander auf einzelne Kernteilchen, die diese Energie wiederum in einer Kettenreaktion auch untereinander weitergeben. Diese Intranukleare Kaskade (INC) erfolgt in sehr kurzer Zeit ($\sim 10^{-22}$ s), wobei mehrere hochenergetische Neutronen und Protonen, aber auch andere Wechselwirkungsteilchen, wie zum Beispiel Pionen, aus dem Kern emittiert werden. Diese emittierten Hadronen besitzen oft genug kinetische Energie, um selbst weitere Kernwechselwirkungen auszulösen, wodurch die hadronische Kaskade entsteht, die im Zusammenhang mit Spallation auch als Internukleare Kaskade bezeichnet wird.

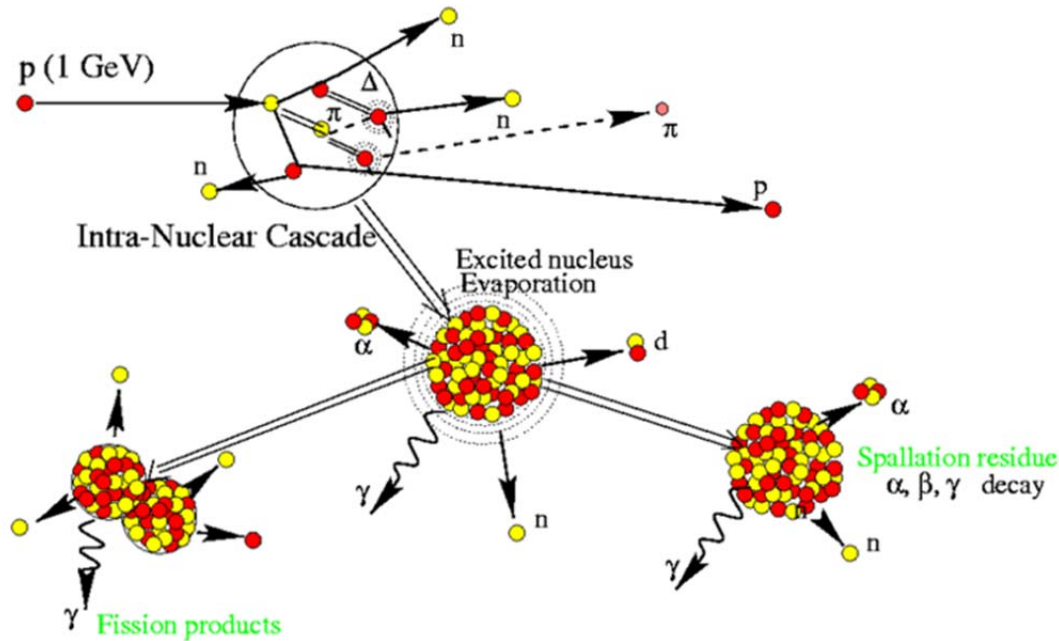


Abbildung 11 – Darstellung der nuklearen Wechselwirkungsprozesse (Spallation) eines hochenergetischen Protons mit einem Atomkern. (24)

Zurück bleibt ein hoch angeregter Atomkern, der im zweiten Schritt, der Abdampfung oder Evaporation, die überschüssige Energie durch die Emission von weiteren Kernteilchen, sowie kleinen Kernen (z.B. α -Teilchen) und Photonen, oder durch Kernspaltung abgibt. Die Evaporation läuft im Vergleich zur INC deutlich verzögert ab ($\sim 10^{-16}$ s). Das dabei entstandene Endprodukt ist in den seltensten Fällen ein stabiler Kern. Stattdessen handelt es sich meistens um ein radioaktives Isotop, das in weiterer Folge unter Aussendung radioaktiver Strahlung zerfällt. Je schwerer die Zielkerne im Material sind, umso grösser ist auch die Vielfalt an radioaktiven Isotopen, die erzeugt werden können. Somit wird klar, dass hochenergetische Teilchen, die auf ein Absorbermaterial treffen, dieses über hadronische Wechselwirkungen aktivieren.

Da bei hohen Energien auch sehr kurzlebige Teilchen erzeugt werden, spielt auch der Teilchenzerfall als Wechselwirkungsprozess eine bedeutende Rolle. Liegt zum Beispiel die Kollisionsenergie eines Hadrons mit einem Nukleon im Atomkern über der Grenzenergie für die Pionenproduktion, also über 290 MeV, so werden im Zuge der hadronischen Kaskade auch neutrale Pionen (π^0) erzeugt (25). Aufgrund ihrer sehr kurzen Lebensdauer von 8×10^{-17} s, zerfallen diese unmittelbar nach ihrer Erzeugung fast ausschließlich in 2 Photonen. Dieser Prozess führt zu einem Energieübertrag von der hadronischen zur elektromagnetischen Kaskade, weshalb bei hochenergetischen Teilchenwechselwirkungen immer beide Kaskadentypen auftreten. Der umgekehrte Energietransfer von der elektromagnetischen zur hadronischen Kaskade ist über den Kernphotoeffekt möglich.

3 Monte Carlo Simulationen

Monte Carlo Simulationen spielen eine wichtige Rolle in der modernen Teilchen- und Strahlenphysik, da sie einerseits helfen die physikalischen Zusammenhänge zu verdeutlichen und andererseits erlauben, Vorhersagen über physikalische Größen selbst für komplexen Problemstellungen zu machen, noch bevor diese gemessen werden können. Entscheidend für die Anwendbarkeit von Monte Carlo Simulationen für den Teilchentransport ist der rasante Fortschritt im Bereich der Rechenleistung moderner Computer, der es mittlerweile ermöglicht, die Entwicklung ganzer Teilchenschauer, sogenannter Kaskaden, selbst in komplexen Geometrien in vernünftiger Zeit zu berechnen. Darüber hinaus wurden im Laufe der Zeit immer umfangreichere Monte Carlo Softwarepakete entwickelt, die verschiedenste Berechnungsmodelle zusammenfassen und somit einen großen Bereich der für den Teilchentransport notwendigen Physik abdecken. Aus diesem Grund können Monte Carlo Simulationen unter anderem immer effektiver für die Planung von Strahlenschutzmaßnahmen bei Teilchenbeschleunigern eingesetzt werden.

In dieser Arbeit wird das Softwarepaket FLUKA (26), (27) verwendet, das seinen Ursprung in der Hochenergieteilchenphysik hat und daher besonders für Anwendungen im Beschleunigerbereich geeignet ist.

3.1 FLUKA

In den 1960er Jahren entwickelte Johannes Ranft mehrere Monte Carlo Programme, um Abschirmungen für den Hochenergie-Protonenbeschleuniger SPS (Super-Protonen-Synchrotron) am CERN zu berechnen. Diese fasste er später zu einem Programmpaket zusammen, das in erster Linie für die Berechnung der fluktuierenden Energiedeposition von hadronischen Kaskaden in NaI-Kalorimetern verwendet wurde (28). In Anlehnung an diese „FLUKtuierenden KAskaden“ erhielt die Software den Namen FLUKA.

Durch die ständige Weiterentwicklung und Integration zahlreicher neuer Physikmodelle ist FLUKA heute eines der umfangreichsten Vielteilchentransportprogramme, das Transport und Wechselwirkung von elektromagnetischen und hadronischen Teilchen in einem weiten Energiebereich simuliert. Die Energiebereiche der für diese Arbeit relevanten Teilchenarten sind in Tabelle 2 angegeben. Um diese Energiebereiche abdecken zu können, werden die Wechselwirkungen in FLUKA in einem mehrstufigen Verfahren berechnet, indem zahlreiche Modelle für die verschiedensten physikalischen Vorgänge in unterschiedlichen Energieintervallen angewendet werden.

Tabelle 2 - Obere und untere Grenzen der Energiebereiche einer Auswahl der mit FLUKA simulierbaren Teilchen (26), mit und ohne Verwendung des Zusatzmodells DPMJET (29). Werte für Startteilchen sind in Klammern angegeben, sofern sie von den normalen Grenzwerten abweichen.

Teilchenart	Untere Energiegrenze	Obere Energiegrenze
Geladene Hadronen	1 keV (100 keV)	20 TeV 10 PeV mit DPMJET
Neutronen	Thermisch	20 TeV 10 PeV mit DPMJET
Elektronen / Positronen		
Materialien mit kleinem Z	1 keV (70 keV)	1000 TeV
Materialien mit großem Z	1 keV (150 keV)	1000 TeV
Photonen	100 eV (7 keV)	1000 TeV
Schwere Ionen	100 MeV/n	10000 MeV/n

Um die Aktivierung der physikalischen Prozesse, die in der Simulation berücksichtigt werden sollen, zu vereinfachen, bietet FLUKA bereits vordefinierte Standardeinstellungen für häufig benötigte Aufgabenstellungen, wie zum Beispiel Abschirmungsplanungen, Aktivierungsstudien oder die Berechnung von Detektoransprechvermögen. Darüber hinaus können sämtliche Parameter der Standardeinstellungen mithilfe sogenannter Eingabekarten individuell angepasst oder weitere hinzugefügt werden.

Über derartige Eingabekarten wird auch die Simulationsgeometrie in FLUKA beschrieben. Dazu wird die kombinatorische Geometrie angewendet, bei der einfache, 3-dimensionale Körper, wie Kugeln, Zylinder oder Quader mit logischen Verknüpfungen aus der Mengenlehre (Schnitt, Vereinigung, Differenz) zu einer neuen, beliebig komplexen Geometrie zusammengesetzt werden. Durch die Zuweisung von Materialdefinitionen an die einzelnen Regionen der Geometrie, werden physikalische Randbedingungen für den Teilchentransport festgelegt. Als Hilfswerkzeug zur Erzeugung der Simulationsgeometrie, sowie zur Darstellung der Ergebnisse wird SimpleGeo (30) verwendet, ein Programm zur Entwicklung von 3D Geometrien für Monte Carlo Simulationen.

3.2 Teilchentransport

Die Simulation des Teilchentransports in FLUKA versucht so weit als möglich die physikalischen Vorgänge in der Natur wiederzugeben. Dazu wird die Wechselwirkungswahrscheinlichkeit der Teilchen mit den unterschiedlichen Materialien mithilfe von Wirkungsquerschnitten festgelegt. Die Teilchen selbst werden für die Transportsimulationen ganz allgemein in zwei Gruppen unterteilt, abhängig von der Wechselwirkungswahrscheinlichkeit mit den Atomkernen der verschiedenen Materialien. Die erste Gruppe bilden die Hadronen (Protonen, Neutronen, ...). Diese aus Quarks aufgebauten Teilchen unterliegen der starken Kernkraft und besitzen daher eine hohe Wahrscheinlichkeit für Reaktionen mit den Atomkernen. Trifft ein hochenergetisches Hadron

auf einen Atomkern, so werden weitere Protonen und Neutronen aus dem Kern emittiert, die selbst genügend Energie besitzen können, um weitere inelastische Stöße zu verursachen. Man spricht dann von einer hadronischen Kaskade.

Im Unterschied dazu wechselwirken Leptonen (Elektronen, Positronen, Myonen, ...) und Photonen vorwiegend elektromagnetisch mit den Atomkernen oder den Elektronen in den Atomhüllen, wobei wiederum hochenergetische Sekundärelektronen und -photonen erzeugt werden können. Das führt zur Ausbildung der elektromagnetischen Kaskade. Wie diese Wechselwirkungen in FLUKA behandelt werden, wird im Folgenden kurz erklärt.

3.2.1 Elektromagnetische Wechselwirkungen

In FLUKA sind Modelle für alle vier Photonenwechselwirkungsarten, vom photoelektrischen Effekt über die Compton- und Rayleighstreuung bis hin zur Paarbildung implementiert. Im Modell für die Comptonstreuung werden über Datenbanken sogar Atombindungen und Orbitalbewegungen berücksichtigt. Auch der Kernphotoeffekt ist in FLUKA verfügbar, jedoch ist er nicht Teil der Standardeinstellungen und muss explizit aktiviert werden (26).

Der Energieverlust sowie die Ablenkung der geladenen Teilchen im Coulombfeld der Materie werden in FLUKA über statistische Methoden berechnet. Der Grund dafür liegt in der enormen Rechenleistung, die notwendig wäre, um die große Anzahl an elektromagnetischen Wechselwirkungen, die geladene Teilchen entlang ihres Weges in Materie durchführen, einzeln zu simulieren. Stattdessen werden makroskopische Schrittweiten zwischen zwei Wechselwirkungspunkten vorgegeben, in denen ein kontinuierlicher Energieverlust dE/dx des geladenen Teilchens, auf Basis des entsprechenden Bremsvermögens, angenommen wird. Eventuelle Richtungsänderungen können dadurch aber nur in den Wechselwirkungspunkten berücksichtigt werden. Daher kann es erforderlich sein, dass bei starken Ablenkungen der geladenen Teilchen, wie zum Beispiel in Magnetfeldern, die Schrittweite entsprechend angepasst werden muss. Außerdem werden Wechselwirkungen, die einen hohen Energietransfer bewirken (Bremsstrahlung, δ -Strahlung), explizit berechnet.

3.2.2 Hadronische Wechselwirkungen

Während die elektromagnetischen Wechselwirkungen und die Entwicklung von elektromagnetischen Schauern sehr gut verstanden und über die Quantenelektrodynamik (QED) genau beschrieben werden, gibt es für die inelastischen Hadronenwechselwirkungen keine vollständige Theorie. Da analytische Ansätze nur mit sehr groben Näherungen möglich sind, werden die physikalischen Vorgänge der hadronischen Wechselwirkungen meistens über numerische Verfahren mit Hilfe geeigneter Monte Carlo (MC) Methoden bestimmt (31).

Klassische Modelle für Intranukleare Kaskaden (INC) (32), (33) decken den Energiebereich von der Pionenproduktionsgrenze bis hin zu einigen GeV sehr gut ab. Sie beschreiben den Atomkern, entsprechend dem Fermi-Gas Modell, als eine Ansammlung von Fermionen in einem Potentialtopf. Unter der Annahme geeigneter Randbedingungen werden diskrete Energieniveaus im Kernpotential, die Fermi Energie und die entsprechenden Energieübergänge festgelegt. Befindet sich der Kern im Grundzustand, so sind die untersten Energieniveaus entsprechend dem Pauli-Prinzip besetzt und alle Nukleonen liegen unterhalb des Fermi-Niveaus. Unter diesen Voraussetzungen werden die Wechselwirkungen von Hadronen mit dem Kern wie Stöße mit den ungebundenen Kernteilchen im Kernpotential betrachtet (34). Das einfallende Hadron löst eine Kettenreaktion an Kollisionen der Nukleonen im Kern aus, die dabei auf höhere Energieniveaus, über das Fermi-Niveau hinaus, gehoben werden. Aufgrund der laufenden Stöße zwischen den Fermionen wird die eingebrachte Energie allmählich gleichmäßig auf alle Nukleonen im Kern verteilt. Haben alle Nukleonen wieder Energien unter 100 MeV erreicht werden die INC Modelle zu ungenau und es wird mit sogenannten Preequilibrium-Modellen bis zur nuklearen Thermalisierung weitergerechnet. In dieser Phase werden die Energieniveaus der Fermionen immer weiter angepasst, das bedeutet, dass Teilchen auf sehr hohen Niveaus wieder zu tieferen entspannen, während in den unteren Niveaus immer mehr Löcher, auch Exzitonen genannt, entstehen. Über den gesamten Prozessverlauf hinweg werden immer wieder hochenergetische Hadronen aus dem Kern emittiert. Das Gleichgewicht gilt schließlich als erreicht, wenn die Anzahl der Exzitonen unter der Fermi-Energie weitgehend konstant bleibt. Nun folgt die Equilibrium-Phase, in der die vorhandene Anregungsenergie im Kern, wie in Kapitel 2.4.4 beschrieben, durch die Evaporation von Nukleonen und leichten Kernfragmenten mit Energien von einigen MeV sowie durch Kernspaltung abgegeben wird.

Die Berechnung dieser Vorgänge in FLUKA erfolgt durch das PEANUT (PreEquilibrium Approach to Nuclear Thermalization) Modell (35). Dieses beinhaltet im Wesentlichen die eben besprochenen Modelle (GINC - Generalized IntraNuclear Cascade, Preequilibrium emission, Evaporation/Fragmentation/Fission und De-excitation), die je nach Energiebereich zur Anwendung kommen. Daher deckt PEANUT die Hadronen-Kern-Wechselwirkungen in einem Energiebereich von etwa 2.5 GeV bis hinunter zur unteren Grenzenergie für Hadronenwechselwirkungen ab, die standardmäßig auf 10 MeV für geladene Hadronen und 20 MeV für Neutronen festgelegt sind (26).

3.2.3 Niederenergetische Neutronen

Die Wechselwirkungen der Neutronen mit Energien unter 20 MeV, werden in FLUKA über einen Gruppentransport behandelt, wobei die Neutronen in 260 Energiegruppen unterteilt werden. Die entsprechenden Wirkungsquerschnitte basieren auf aktuell ausgewerteten Messdaten und sind in einer eigenen Wirkungsquerschnittsbibliothek zusammengefasst. Diese beinhaltet die Information über die Isotopenproduktion durch niederenergetische

Neutronen von mehr als 250 verschiedenen Materialien. Des Weiteren können bei den Wechselwirkungen auch Photonen entstehen. Diese werden in FLUKA auch transportiert, jedoch werden die so erzeugten Photonen analog zu den Neutronen in Gruppen eingeteilt (26).

Aufgrund der in FLUKA gebräuchlichen Unterteilung der Neutronenwechselwirkungen in die Bereiche unter und über 20 MeV, werden entsprechend die Bezeichnungen „niederenergetische“ und „hochenergetische“ Neutronen gebraucht. Diese Terminologie wird auch in dieser Arbeit beibehalten, sofern es nicht explizit anders erwähnt wird.

3.3 Fluenz- und Dosisleistungsberechnung

Zur Ausgabe der physikalischen Größen, die im Zuge der Teilchentransportsimulation berechnet werden, bietet FLUKA zahlreiche vordefinierte Detektoren (scoring-cards) an, die jeweils unterschiedliche Möglichkeiten zur Verfügung stellen. So kann man zum Beispiel mit dem sogenannten USRTRACK Detektor die Teilchenfluenz, als Teilchenspurlängen pro Volumen, in jeder beliebigen Region der Geometrie bestimmen. Außerdem erlaubt der Detektor die Einteilung der berechneten Fluenz in Energieintervalle, wodurch man direkt die Fluenzspektren, wie sie in Kapitel 5 zu sehen sind, für beliebige Teilchenarten erhält.

Fluenzspektren sind für MC-Simulationen von großer Bedeutung, da sich daraus mit Hilfe von entsprechenden Konversionskoeffizienten weitere Größen und physikalische Eigenschaften berechnen lassen, wie zum Beispiel Dosis, Detektoransprechverhalten oder Nuklidvektoren. Abbildung 12 zeigt ein Beispiel für Konversionskoeffizienten zur Umwandlung der Neutronenfluenzspektren in Ortsdosis aus der ICRP 74. Darin ist auch zu erkennen, dass ein niederenergetisches Neutron um einen Faktor 20 - 50 weniger zur Ortsdosis beiträgt als ein hochenergetisches. Darüber hinaus haben Fluenzspektren besonders bei gemischten Strahlenfeldern auch noch den Vorteil, dass sie zeigen, welche Teilchen in welchem Energiebereich dominieren, was zu einem besseren Verständnis der physikalischen Eigenschaften und Wechselwirkungen dieser Strahlenfelder führen kann. Auch in dieser Arbeit werden die Fluenzspektren verwendet, um die Abschirmeigenschaften der Sandwichbauweise zu analysieren.

Selbstverständlich lässt sich die Dosis mit FLUKA auch direkt berechnen. Dazu kann unter anderem der USBIN Detektor verwendet werden. Wie der Name vermuten lässt, ist der Detektor nicht an eine Geometrieregion gebunden, sondern er lässt sich über ein regionsunabhängiges Volumen definieren, welches die gesamte Geometrie oder Teile davon beinhaltet und in kleine Untervolumina (bins) unterteilt werden kann. Damit ist es möglich ein dreidimensionales Netz an Detektoren aufzuspannen, das es erlaubt, die Dosisverteilung im Raum zu berechnen.

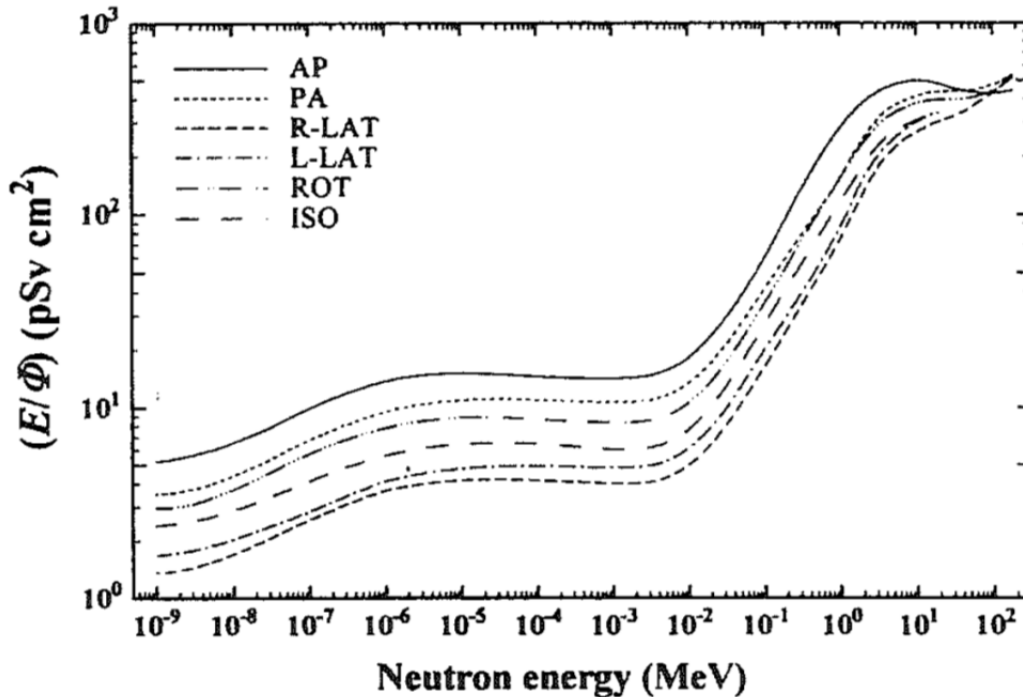


Abbildung 12 – Referenzkonversionskoeffizienten zur Berechnung der effektiven Dosis aus Neutronenfluenzspektren für unterschiedliche Bestrahlungsgeometrien: Antero-posterior (AP), postero-anterior (PA), rechts-lateral (R-LAT), links-lateral (L-LAT), rotierend (ROT), isotrop (ISO). (16)

Da auch mit dem USBIN die effektive Dosis durch Konversion aus den Fluenzspektren berechnet wird, müssen die entsprechenden Konversionsfaktoren angegeben werden. FLUKA stellt dazu verschiedene Sets an Dosiskonversionskoeffizienten aus der ICRP 74 zur Verfügung. In dieser Arbeit wird das Set „EWT74“ verwendet, also Konversionskoeffizienten zur Berechnung der effektiven Dosis unter den ungünstigsten Bestrahlungsbedingungen (10).

Es ist zu beachten, dass die derart berechnete effektive Dosis nicht der gewichteten Energiedeposition entspricht wie sie in Gleichung 2.8 definiert ist. Vielmehr wird damit jene effektive Dosis ermittelt, die eine Person beim Aufenthalt in einem Strahlungsfeld mit entsprechenden Teilchenfluenzspektren für eine ausgewählte Bestrahlungsgeometrie erhalten würde.

3.4 Berechnung der Materialaktivierung

Wie in Kapitel 2.4.4 erklärt, kommt es bei hochenergetischen Hadronenwechselwirkungen zu Materialaktivierungen. Um diese mit FLUKA zu berechnen wird der RESNUCLE Detektor für verschiedene Regionen der FLUKA Geometrie verwendet. Ohne Berücksichtigung von Zerfallszeiten, liefert der Detektor die Anzahl der verschiedenen Isotope i , die im Absorbermaterial der vorgegebenen Region, pro Primärteilchen, erzeugt werden. Man erhält somit einen isotopenspezifischen Produktionsterm P_i für die Bestrahlung.

Um daraus die Aktivität A zu einem Zeitpunkt t in einem definierten Volumen zu berechnen, muss man berücksichtigen, dass während der Bestrahlung des Volumens radioaktive Isotope erzeugt werden aber gleichzeitig auch wieder zerfallen können.

Betrachtet man den einfachen Fall des Zerfalls eines einzelnen Isotops, so erhält man aus dem Zerfallsgesetz folgenden Ausdruck für die Aktivität:

$$A(t) = -\frac{dN(t)}{dt} = \lambda N(t) = A_0 e^{-\lambda t} \quad (3.1)$$

Dabei ist A_0 die Aktivität zum Zeitpunkt $t = 0$ und λ die Zerfallskonstante des Isotops. Um nun die Produktion während der Bestrahlung einfließen zu lassen, muss die konstante Anfangsaktivität A_0 durch eine zeitabhängige Aktivitätszunahme $A(t_{irr})$ erweitert werden. Dazu wird folgender Ansatz, unter Hinzufügung der Protonenintensität I , verwendet (36):

$$\frac{dN_i}{dt} = -\lambda_i N_i + P_i I \quad (3.2)$$

Löst man diese Differentialgleichung für die Bestrahlungszeit t_{irr} und die anschließende Abklingzeit t_{cool} unter der Voraussetzung, dass zu Beginn keine radioaktiven Isotope vorhanden sind ($A(0) = 0$), so erhält man die Gesamtaktivität als Summe über alle Isotope:

$$A(t_{irr} + t_{cool}) = \sum_i P_i I (1 - e^{-\lambda_i t_{irr}}) e^{-\lambda_i t_{cool}} \quad (3.3)$$

Gleichung 3.3 beinhaltet 2 Exponentialfunktionen, die zeitlich unabhängig voneinander die Aktivität bestimmen. Der erste Exponentialterm ($1 - e^{-\lambda t}$) liefert die Anzahl der Isotope, die im Verlauf der Bestrahlung erzeugt werden minus jenen, die im selben Zeitraum schon wieder zerfallen. Der zweite Exponentialterm ($e^{-\lambda t}$) behandelt den weiteren Zerfall nach Beendigung der Bestrahlung. Trägt man die Aktivität für Isotope unterschiedlicher Halbwertszeiten $T_{1/2}$, wie in Abbildung 13, als Funktion der Zeit auf, so kann man erkennen, dass die Aktivitätszunahme nach einer gewissen Bestrahlungszeit in Sättigung geht, das bedeutet, die Produktionsrate und die Zerfallsrate des Isotops sind gleich groß. Die Zeit bis zum Erreichen der Sättigung ist eine Funktion von $T_{1/2}$ des jeweiligen Isotops. Man kann zeigen, dass nach $3,32 \cdot T_{1/2}$ bereits 90 % und nach $6,64 \cdot T_{1/2}$ schließlich 99 % der maximalen Aktivität erreicht sind (37). Daraus lässt sich schließen, dass die Produktion sehr langlebiger Isotope eine Funktion der integralen Teilchenintensität ist, während die Erzeugung kurzlebiger Isotope nur von der unmittelbaren Strahlenintensität abhängt. Auf diesem Sachverhalt beruht die Wahl der Bestrahlungsszenarien in Kapitel 6.3.

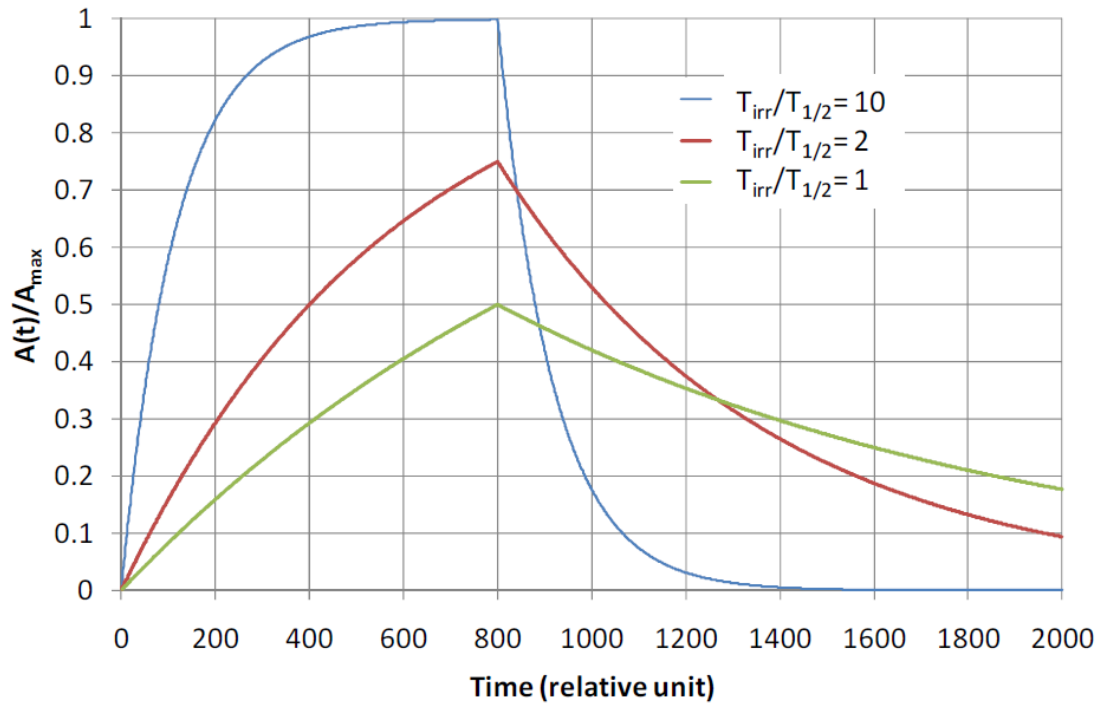


Abbildung 13 – Produktion und Zerfall von drei Isotopen mit unterschiedlichen Halbwertszeiten $T_{1/2}$.
(37)

Die Aktivität von Isotopen, die in radioaktive Tochternuklide zerfallen, kann mit Gleichung 3.3 nicht mehr bestimmt werden, da die zusätzliche Aktivität durch den Zerfall der Tochternuklide vernachlässigt wird. In diesem Fall muss die Aktivität mit Hilfe der sogenannten Bateman-Gleichungen (38) berechnet werden.

4 Abschirmungsrechnungen

4.1 Simulationsparameter

Um die Abschirmeigenschaften der Sandwichbauweise mit denen der Vollbetonbauweise zu vergleichen, werden generische Studien für einige repräsentative Betriebsszenarien bei MedAustron durchgeführt. Die ausgewählten Szenarien beinhalten die nichtklinische Forschung im Bestrahlungsraum 1, den medizinischen Betrieb am Beispiel Bestrahlungsraum 3 sowie einen Verlustpunkt des Beschleunigers in der Synchrotronhalle, den horizontalen Strahlabsorber BDH (siehe

Abbildung 14). Für diese Szenarien werden die jährlichen Dosiswerte innerhalb und außerhalb der Abschirmung bei Verwendung der Sandwichbauweise ermittelt. Um die Ergebnisse mit entsprechenden Referenzwerten vergleichen zu können, werden dieselben Berechnungen für die jeweils äquivalenten Vollbetonabschirmungen durchgeführt.

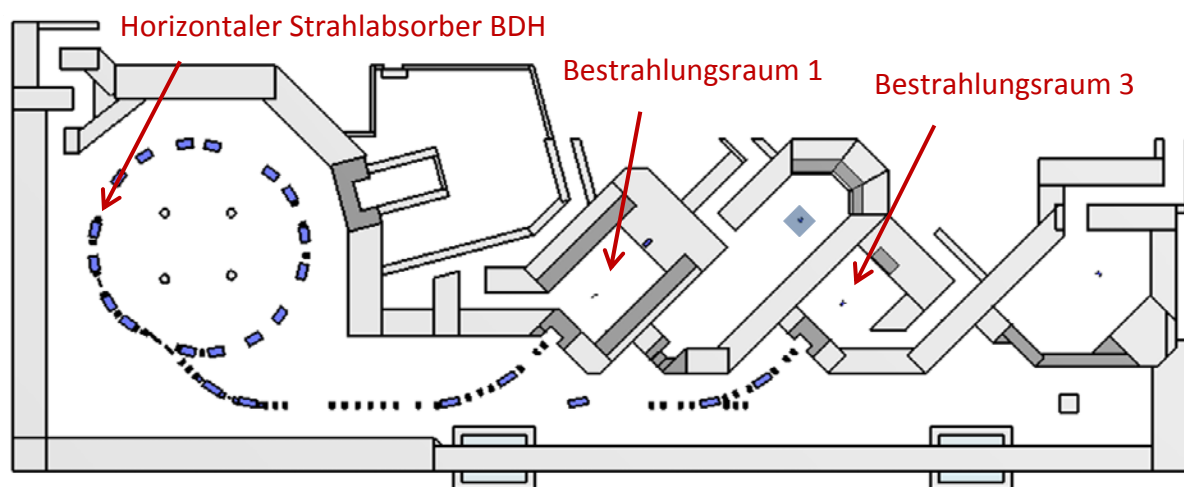


Abbildung 14 – Schematische Darstellung des Beschleunigerkomplexes von MedAustron für die Berechnungen im Rahmen der UVP (1).

In der UVP Dokumentation (1) wurde die Abschirmung als hinreichend definiert, wenn außerhalb ein Dosiswert von 0,1 mSv in einem Jahr unterschritten bleibt. Das entspricht also 1/10 des gesetzlich festgelegten Grenzwertes für die Einzelpersonen der Bevölkerung in der Allgemeinen Strahlenschutzverordnung (AllgStrSchV). Dieser konservative Ansatz wurde gewählt, um eventuelle, systematische Unsicherheiten in den Simulationsrechnungen zu kompensieren. Um konsistent zu bleiben, wird dieser selbstauferlegte Referenzwert in dieser Arbeit beibehalten.

4.1.1 Bestrahlungsraum 1 – Nichtklinische Forschung

Der Bestrahlungsraum 1 wird auf zwei unterschiedliche Arten simuliert, um die Unterschiede des normalen Füllmaterials, bestehend aus dem komprimierten Aushubmaterial, zum Beton und die des schweren Füllmaterials, MagnaDense 8S, zum Schwerbeton getrennt zu untersuchen.

Geometrie 1, dargestellt in Abbildung 15, besteht zur Gänze aus Beton beziehungsweise in der Sandwichbauweise aus normalem Füllmaterial mit einer Dichte von $2,4 \text{ g/cm}^3$. Wie im Rahmen der UVP gezeigt wurde, sind in diesem Fall folgende Wanddimensionen notwendig:

- Strahlrichtung: 7 m
- Seitlich: 5 m
- Rückwärtig: 3 m

Ein Eisenzylinder mit einer Länge von 1,5 m und einem Radius von 0,5 m dient als Strahlabsorber und ist in der Verlängerung der Strahlachse in die Wand eingelassen. Das Target besteht aus einem zylindrischen Bleiplättchen mit einem Durchmesser von 7 cm und einer Dicke von 5 mm (vgl. UVP Dokumentation (1), Seite 214).

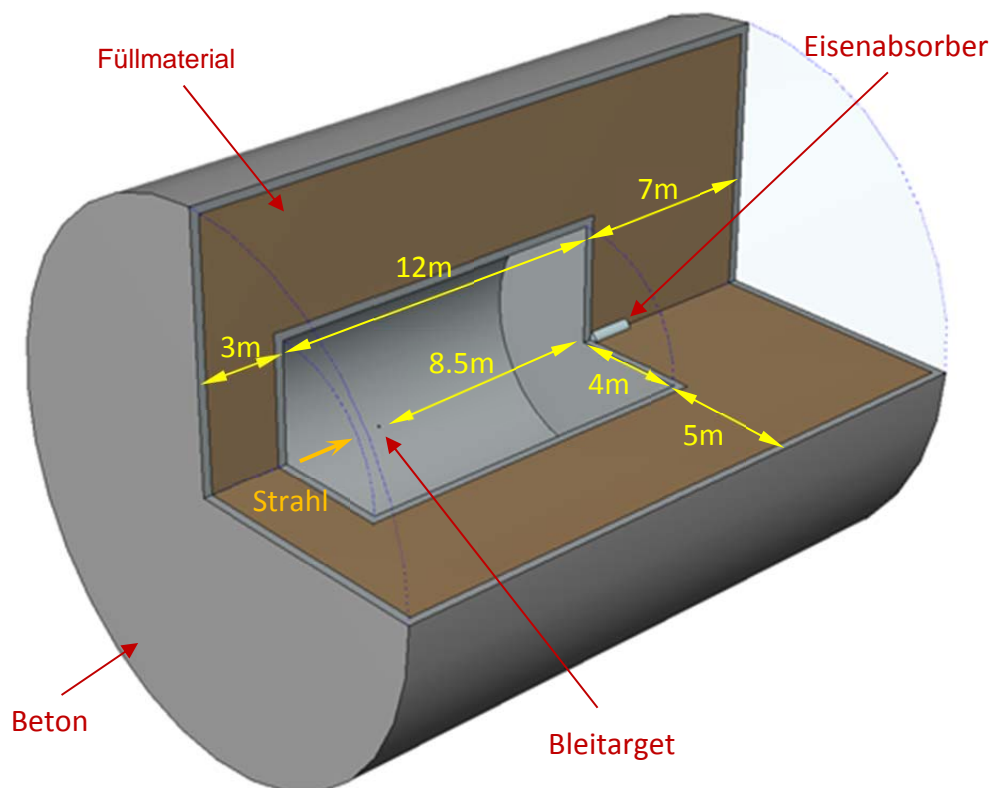


Abbildung 15 – Geometrie 1 zur Simulation von Bestrahlungsraum 1 ohne Schwerbeton.

Geometrie 2 ist in Abbildung 16 zu sehen und unterscheidet sich von Geometrie 1 lediglich durch eine 2 m dicke Schwermaterialschicht mit einer Dichte von $4,0 \text{ g/cm}^3$ in der seitlichen Wand. Aufgrund der höheren Dichte dieses Materials kann die gesamte Wandstärke auf 3 m reduziert werden. Dies entspricht dem aktuellen Design des Bestrahlungsraumes 1 in den Einreichunterlagen für die UVP.

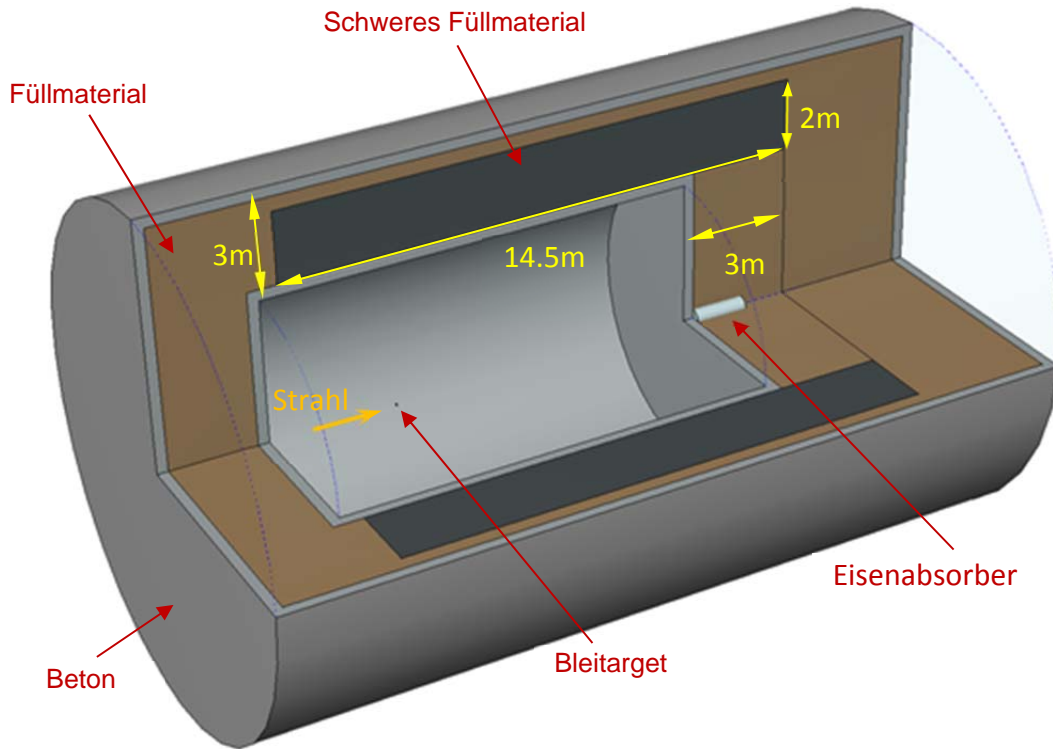


Abbildung 16 – Geometrie 2 zur Simulation von Bestrahlungsraum 1. Die Seitenwand beinhaltet eine Schwermaterialschicht ($4,0 \text{ g/cm}^3$) und ist daher dünner als bei Geometrie 1 in Abbildung 15. Die übrigen Abmessungen sind ident.

In Tabelle 3 sind die drei Betriebsszenarien mit Kohlenstoffionen und Protonen angegeben, die für die Berechnung der jährlichen Dosiswerte bei Geometrie 1 und 2 in Sandwichbauweise verwendet werden. Als Referenz werden die Füllmaterialien durch Beton beziehungsweise durch Schwerbeton ersetzt und wiederum die jährlichen Dosiswerte für beide Geometrien und alle drei Betriebsszenarien ermittelt.

Tabelle 3 – Bestrahlungsszenarien für Bestrahlungsraum 1

Bezeichnung	Teilchen	Energie	Jahresintensität
P800	Protonen	800 MeV	$1,8 \times 10^{16}$
P250	Protonen	250 MeV	$7,8 \times 10^{15}$
C400	Kohlenstoffionen	400 MeV/u	$7,8 \times 10^{14}$

4.1.2 Medizinischer Bestrahlungsraum 3

Um den medizinischen Bestrahlungsbetrieb abzudecken, wird eine zylindersymmetrische Geometrie, basierend auf den Abmessungen von Bestrahlungsraum 3, verwendet. Der Aufbau und die Abmessungen von Geometrie 3 sind in der Abbildung 17 dargestellt. Hier werden im Wesentlichen folgende Wanddimensionen verwendet:

- Strahlrichtung: 5 m
- Seitlich: 3 m
- Rückwärtig: 3 m

Der zylindrische Strahlabsorber in der in Strahlrichtung liegenden Wand besteht aus schwerem Füllmaterial und besitzt einen Radius von 1,5 m und eine Länge von 1,5 m.

Als Target dient ein Wasserzylinder mit einem Radius von 30 cm und einer Länge von 40 cm. In Bestrahlungsraum 3 wird ausschliesslich der für die Medizin relevante Betrieb mit Kohlenstoffionen für die Berechnung herangezogen. Die entsprechenden Strahlparameter sind in Tabelle 4 aufgelistet. Dies entspricht den Simulationsparametern im UVP Dokument (siehe (1), Seite 214ff).

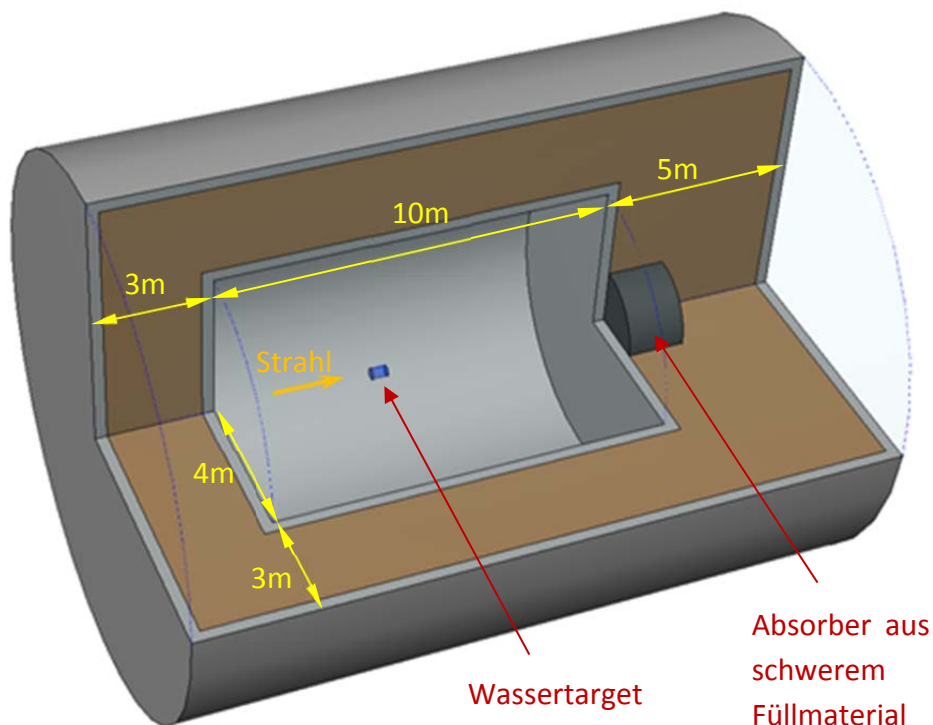


Abbildung 17 – Geometrie 3 zur Simulation von Bestrahlungsraum 3.

Tabelle 4 – Bestrahlungsszenarien für Bestrahlungsraum 3

Bezeichnung	Teilchen	Energie	Jahresintensität
C400	Kohlenstoffionen	400 Mev/u	$4,7 \times 10^{14}$

4.1.3 Verlustpunkt im Synchrotron (BDH)

Um die Strahlungssituation bei den Verlustpunkten im Beschleuniger abzudecken, wird repräsentativ der horizontale Strahlabsorber (BDH) im Synchrotron gewählt, da hier die Verluste bei maximalen Energien am höchsten sind. Die verwendete zylindersymmetrische Geometrie 4 ist in Abbildung 18 dargestellt. Den Wänden in der Synchrotronhalle entsprechend werden folgende Wanddicken verwendet:

- Strahlrichtung: 4 m
- Seitlich: 4 m
- Rückwärtig: 4 m

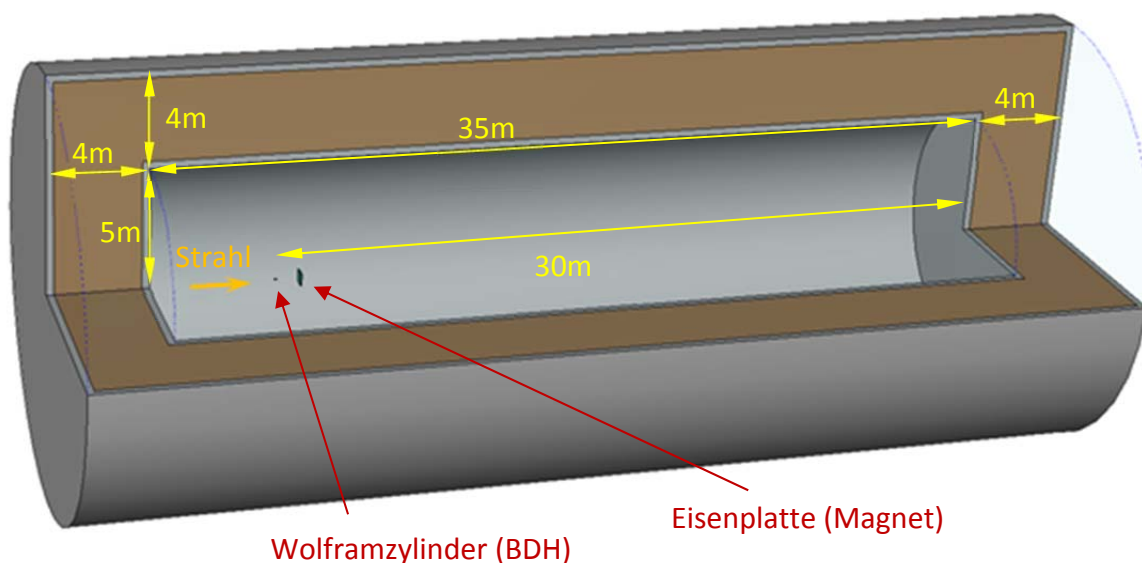


Abbildung 18 - Geometrie 4 zur Simulation des Verlustpunktes BDH (Horizontaler Strahlabsorber) in der Synchrotronhalle.

Ein 8 cm langer Wolframzylinder mit einem Radius von 3 cm bildet das Target (siehe (1), Seite 208). Um die zusätzliche Streuung der Sekundärteilchen durch den Magneten, welcher im Synchrotron gleich nach dem Horizontalen Strahlabsorber steht, zu berücksichtigen, wird

1 m nach dem Target eine Eisenplatte platziert. Wenn man davon ausgeht, dass die Sekundärteilchen vom Strahlabsorber tangential die Kreisbahn des Beschleunigers verlassen, so treffen sie nur auf das äußerste Eck des Magneten. Um das zu berücksichtigen, wird die Dicke der Eisenplatte mit 5 cm angenommen.

Die effektive Dosis wird mittels der jährlichen Verluste von Protonen und Kohlenstoffionen am Absorber berechnet. Die verwendeten Strahlparameter sind in Tabelle 5 aufgelistet.

Tabelle 5 – Bestrahlungsszenarien für den Horizontalen Strahlabsorber BDH

Bezeichnung	Teilchen	Energie	Jahresintensität
P800	Protonen	800 MeV	$2,4 \times 10^{14}$
P250	Protonen	250 MeV	$1,5 \times 10^{15}$
C400	Kohlenstoffionen	400 MeV/u	$1,8 \times 10^{14}$

4.2 Materialspezifikation

Das Füllmaterial für die Sandwichbauweise besteht aus dem Aushubmaterial vor Ort, beziehungsweise wo erforderlich aus der dichteren Füllung MagnaDense 8S. In den Referenzsimulationen werden diese beiden Materialien durch Beton beziehungsweise Schwerbeton ersetzt. Die chemischen Zusammensetzungen und die Dichten dieser Materialien sind in Tabelle 6 und

Tabelle 7 aufgelistet.

Die angeführten Materialspezifikationen stammen von folgenden Quellen:

- MagnaDense 8S: MINELCO, „Indicative product specification 2010“ zur Verfügung gestellt von Forster Bau GmbH (9)
- Beton und Schwerbeton: VOEZ Verein der österreichischen Zementindustrie (39)
- Aushubmaterial: Chemische Bodenanalyse durchgeführt im Rahmen der UVP von ESW Consulting WRUSS ZT GmbH (40) und Dichtetests von Forster Bau GmbH (41)

Um eine bessere Vergleichbarkeit der Abschirmeigenschaften in Abhängigkeit der Materialzusammensetzung zu erhalten, werden für die Füllmaterialien in der Simulation dieselben Dichten verwendet, welche im Rahmen der UVP für Beton und Schwerbeton gefordert wurden (

Tabelle 7). Da diese etwas niedriger sind als die Werte in den Spezifikationen, sind die Berechnungen als konservativ anzusehen.

Tabelle 6 – Chemische Zusammensetzung der für die Berechnungen verwendeten Materialien in Gewichtsprozent laut (9), (39) und (40) mit den Spurenelementen Co, Cs und Eu nach (42).

Gew-%	Beton	Aushub- material	Schwerbeton (Hämatit)	MagnaDense 8S
H	0,47		0,28	
C	10,36	12,40	0,005	
O	49,28	49,90	32,13	28,08
Ca	35,80	22,50	2,10	1,79
Mg	1,68	10,70	0,21	
Fe	0,08	0,40	63,96	64,91
Al	0,42	1,40	0,25	0,37
Si	1,47	2,30	0,89	1,92
Na	0,03	0,10	0,02	0,07
K	0,09	0,30	0,05	0,17
Ti	0,05	0,10	0,03	
S	0,27		0,16	0,03
P				0,50
Co	3×10^{-4}	3×10^{-4}		
Cs	2×10^{-4}	2×10^{-4}		
Eu	2×10^{-5}	2×10^{-5}		

Tabelle 7 – Die für die Simulation verwendeten und in den Quellen (9), (39) und (41) angegebenen Dichten der Materialien.

	Dichte Simulation g/cm ³	Gegebene Dichte g/cm ³
Beton	2,40	2,40
Aushub	2,40	2,43
Schwerbeton	4,0	4,80
MagnaDense 8S	4,0	4,80

4.3 Ergebnisse

4.3.1 Bestrahlungsraum 1 – Nichtklinische Forschung

4.3.1.1 Geometrie 1 – Beton und Aushubmaterial

Abbildung 19 zeigt die effektive Jahresdosis für die Sandwichbauweise von Geometrie 1 bei Verwendung der im Bestrahlungsraum 1 vorgesehenen Operationsparameter. Die rote Linie verdeutlicht, dass außerhalb der Abschirmung die Werte überall unter dem angestrebten Grenzwert von 0,1 mSv pro Jahr liegen.

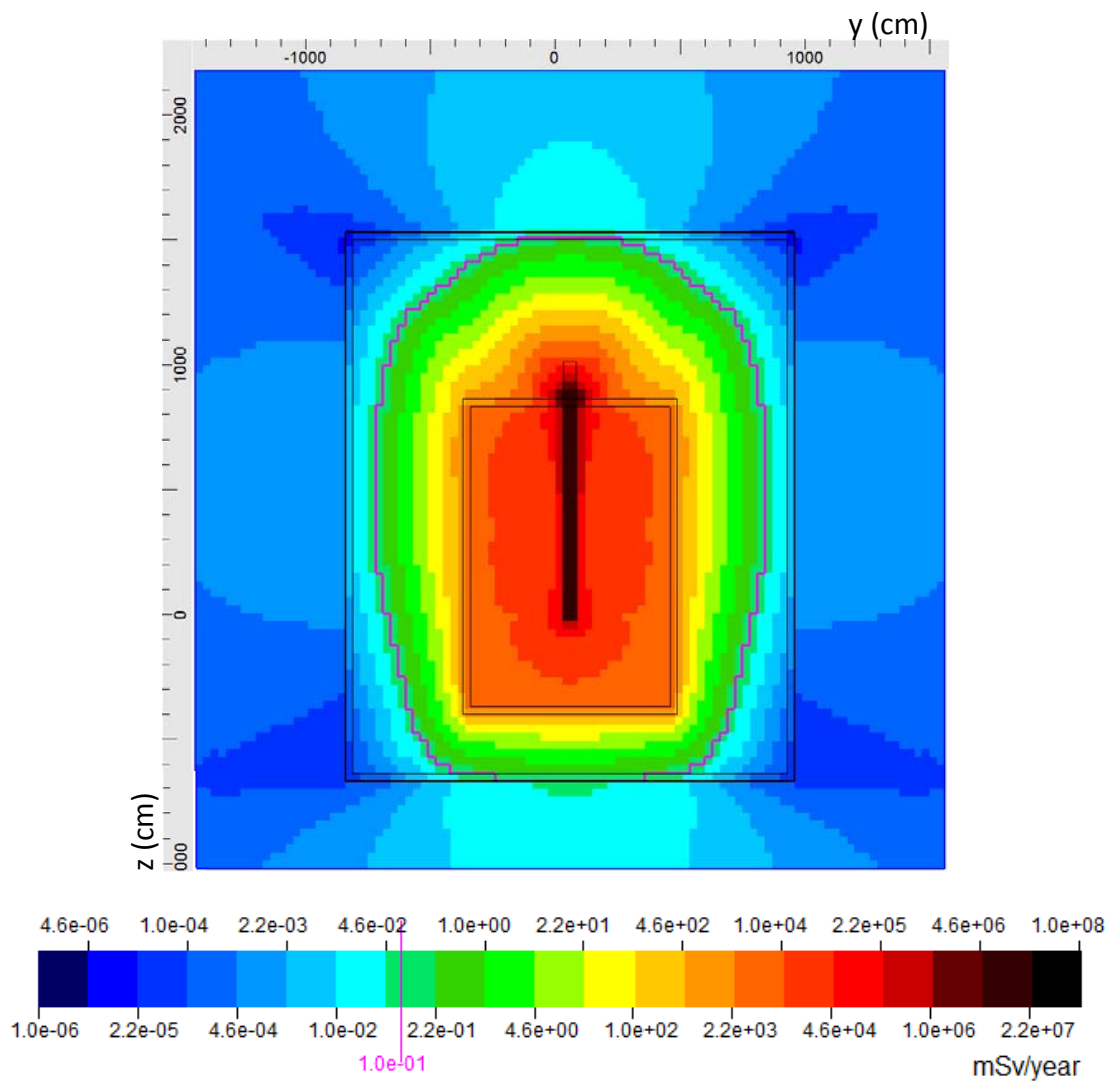


Abbildung 19 – Effektive Jahresdosis bei Verwendung der Sandwichbauweise von Geometrie 1 und der in Tabelle 3 angegebenen Teilchenintensitäten. Die rote Linie markiert die 0,1 mSv Grenze.

4 - Abschirmungsrechnungen

Als Referenz ist in Abbildung 20 die effektive Jahresdosis für Geometrie 1 bei Verwendung der Vollbetonbauweise dargestellt. Hier wird der Grenzwert von 0,1 mSv durch die blaue Linie angezeigt. Um zu verdeutlichen, inwieweit sich das Ergebnis der Sandwichbauweise von dem der Betonbauweise unterscheidet, ist in Abbildung 20 auch die 0,1 mSv Grenze der Sandwichbauweise als rote Linie dargestellt.

Bereits anhand der Abbildungen und der beiden übereinandergelegten Linien kann man erkennen, dass die Ergebnisse sehr ähnlich sind. Jedoch sieht man bei genauerer Betrachtung leichte Unterschiede vor allem zur Seite hin aber auch gegen die Strahlrichtung. Um diese Unterschiede zu verdeutlichen, wird in Abbildung 21 das Verhältnis der berechneten Dosiswerte für die Sandwichbauweise zu jenen der Betonabschirmung dargestellt.

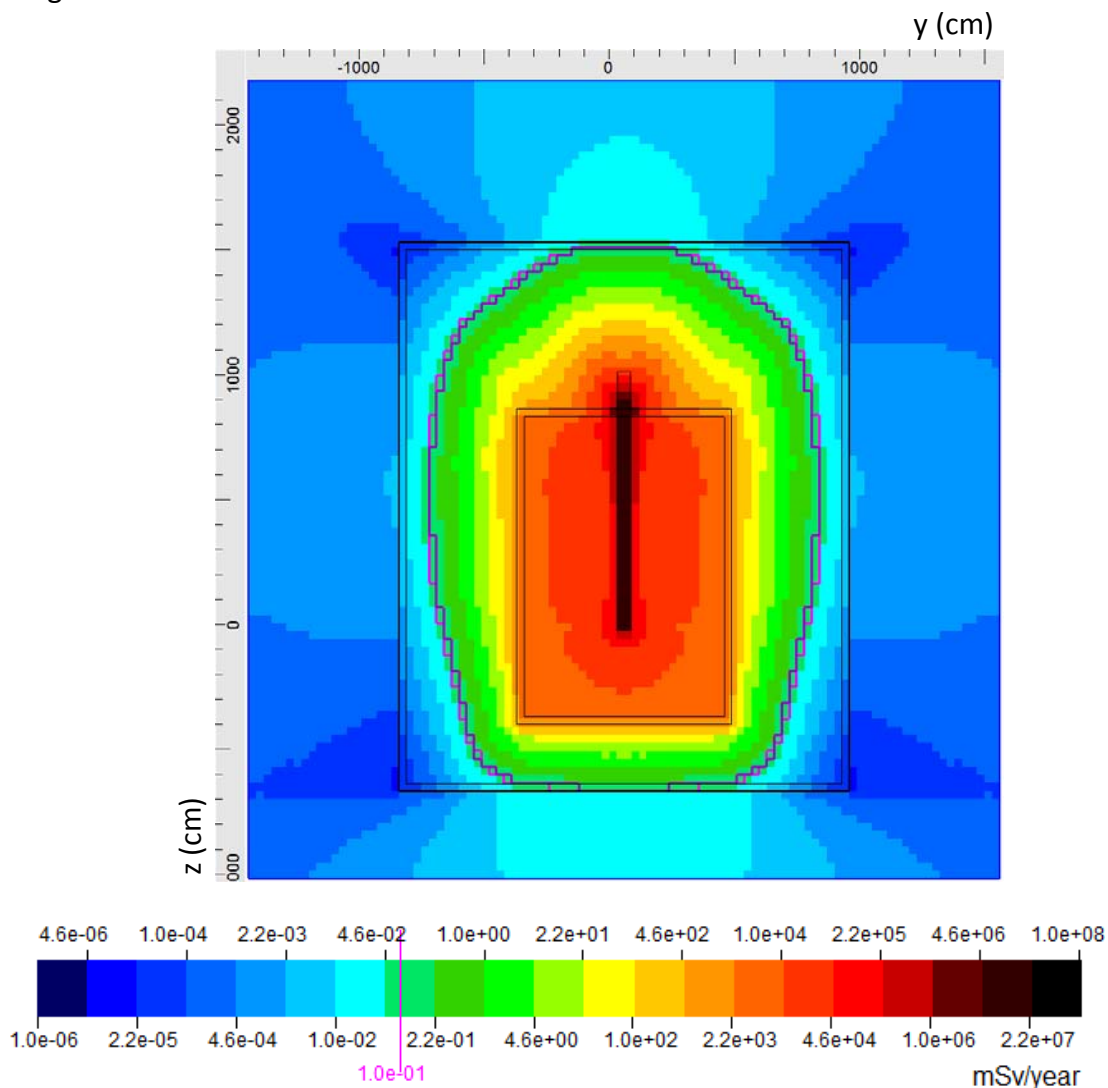


Abbildung 20 – Referenzwerte für die effektive Jahresdosis bei Verwendung der Geometrie 1 in Vollbeton und den in Tabelle 3 angegebenen Teilchenintensitäten. Die blaue Linie markiert die 0,1 mSv Grenze. Zum Vergleich ist auch die 0,1 mSv Grenze bei der Sandwichbauweise als rote Linie dargestellt.

Es zeigt sich, dass die Dosis im von der Abschirmung umschlossenen Bereich bei beiden Methoden gleich ist. In der Abschirmwand selbst sind die Werte im Aushubmaterial bis zu einem Faktor 2,5 höher als im Beton. Es lässt sich auch eine gewisse Richtungsabhängigkeit erkennen, denn während vor allem bei Wänden in den hinteren Bereichen, also gegen die Strahlrichtung, die Werte im Bereich von 2 liegen, sind die Unterschiede lateral und in Strahlrichtung etwas geringer, mit Werten im Bereich von 1,5. Außerhalb der Abschirmung dreht sich der Sachverhalt jedoch um. Hier ist die effektive Jahresdosis bei Verwendung der Sandwichbauweise in Strahlrichtung sowie lateral zum Target um 10% - 20% niedriger als bei der herkömmlichen Betonwand. Nur gegen die Strahlrichtung gibt es lokale Bereiche in denen die Dosis bis zu 20% höher ist.

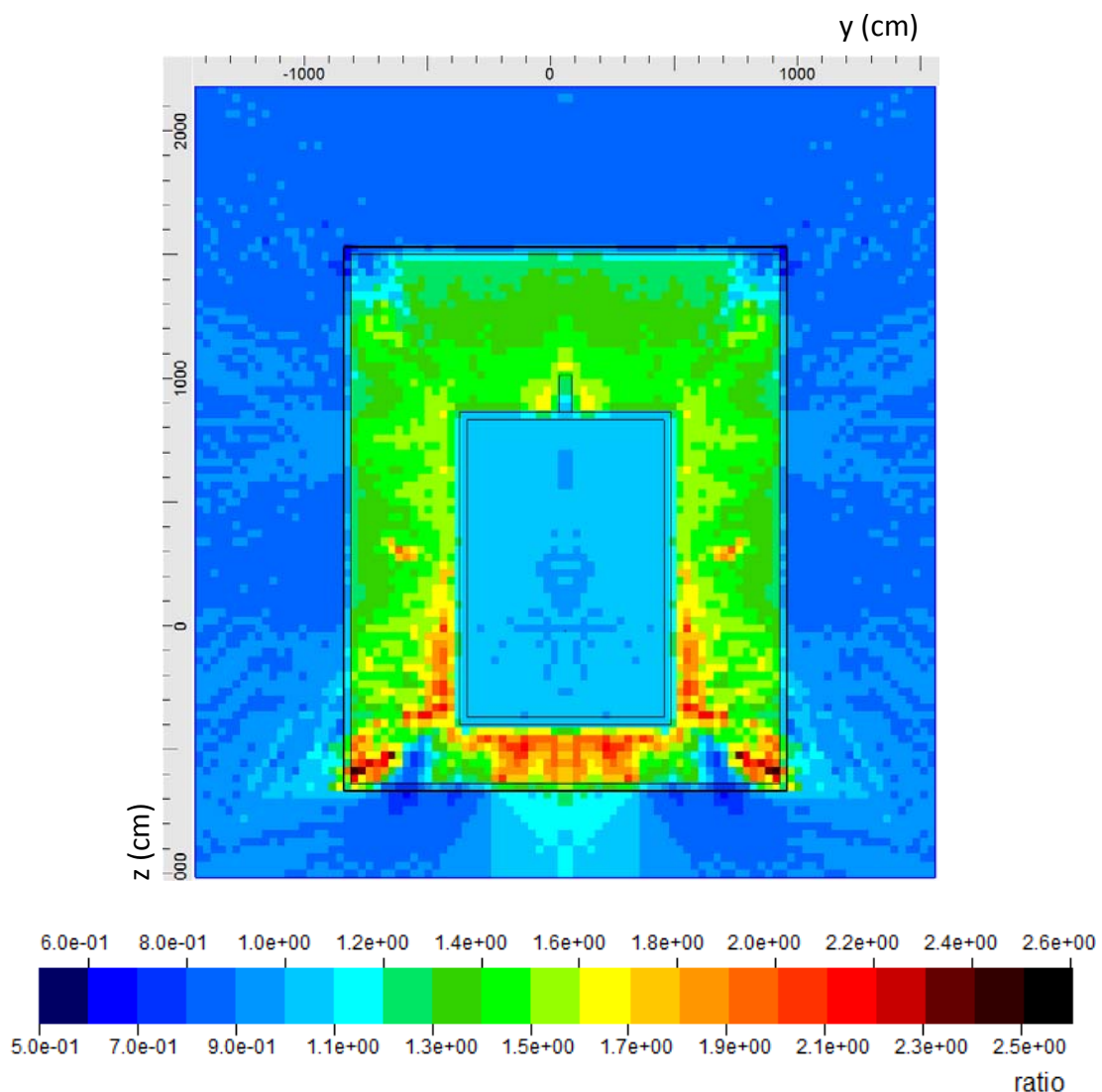


Abbildung 21 – Verhältnis der effektiven Jahresdosis von der Sandwichabschirmung zur Betonabschirmung für Geometrie 1.

4 - Abschirmungsrechnungen

Dieser Sachverhalt weist darauf hin, dass im Füllmaterial vor allem niederenergetische Neutronen weniger gut moderiert und absorbiert werden als in Beton, was durch das Fehlen von Wasserstoff in der chemischen Zusammensetzung des Aushubmaterials erklärbar ist. Andererseits scheinen die 30 cm dicken Betonschichten an der Innen- und Außenseite der Mauer ausreichend, um den (im Vergleich zu Vollbeton höheren) niederenergetischen Neutronenfluss soweit zu reduzieren, dass sowohl die Rückstreuung als auch die Abschirmwirkung der Sandwichwand vergleichbar ist mit Beton.

4.3.1.2 Geometrie 2 – Schwerbeton und MagnaDense 8S

Die berechnete effektive Jahresdosis für Geometrie 2, also bei Verwendung einer 2 m dicken Schicht mit schwerem Füllmaterial MagnaDense 8S beziehungsweise Schwerbeton mit einer Dichte von $4,0 \text{ g/cm}^3$, ist in Abbildung 22 dargestellt. Insgesamt erhält man ein sehr ähnliches Ergebnis wie mit Geometrie 1.

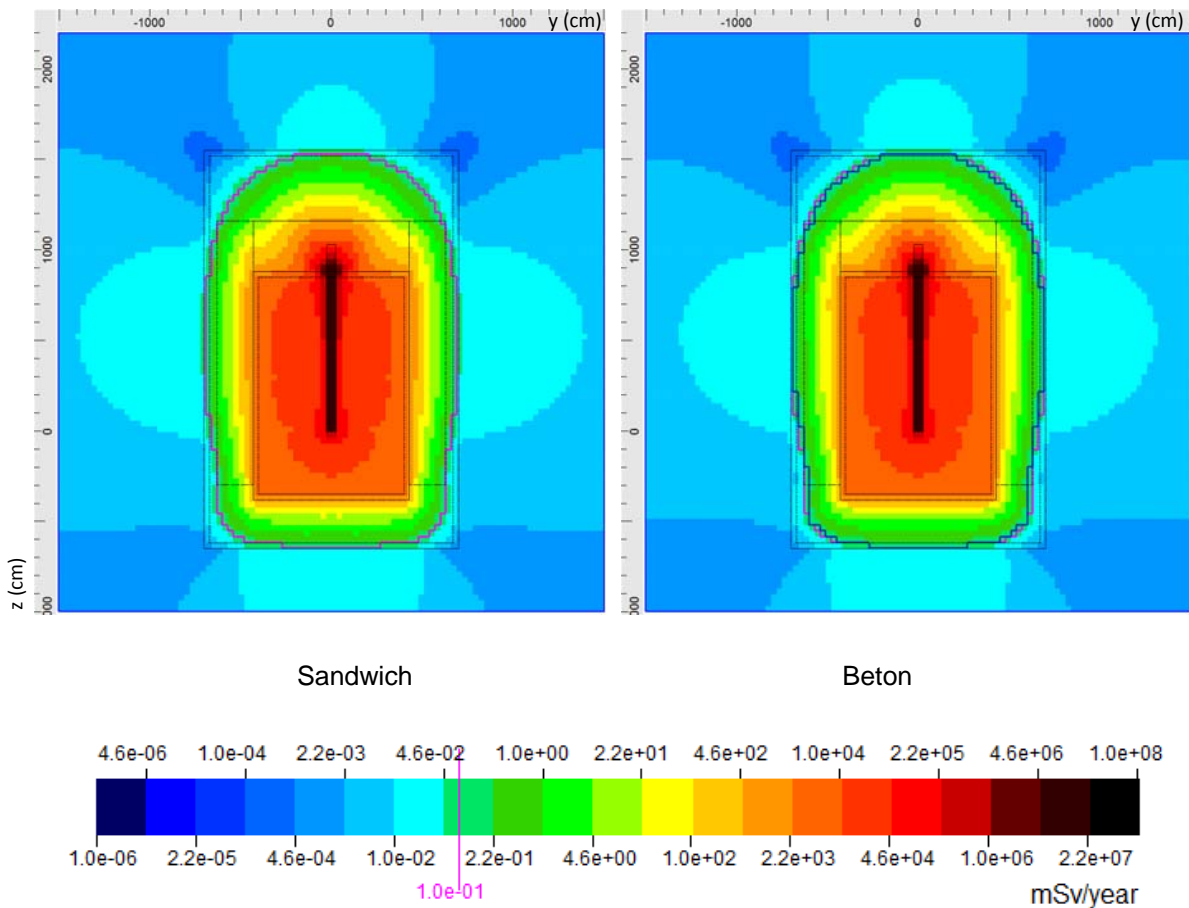
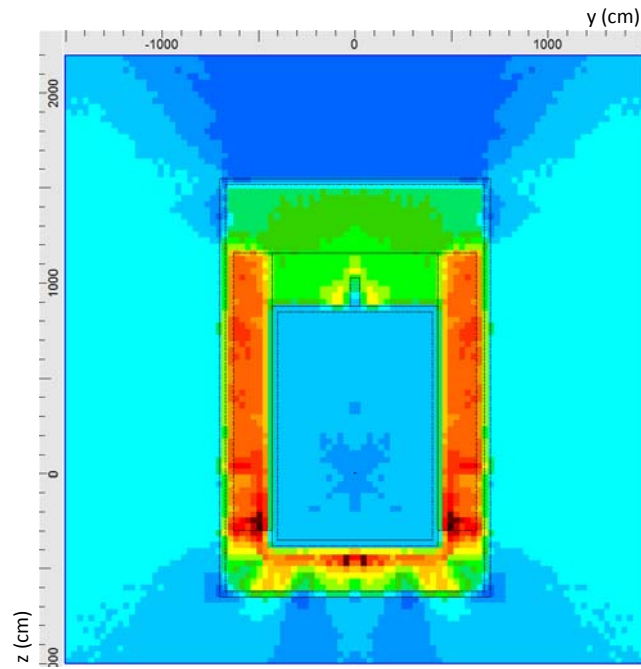
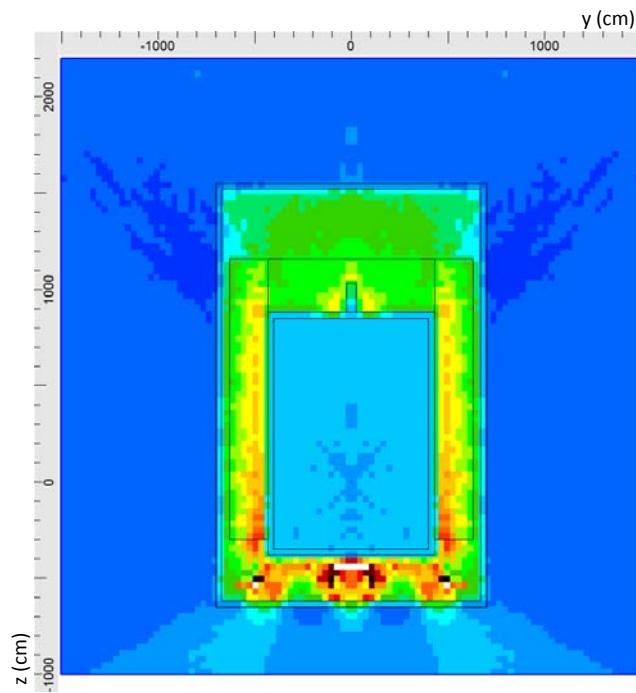


Abbildung 22 – Effektive Jahresdosis berechnet mit Geometrie 2 für die Sandwichtechnologie (links) und als Vergleich für Beton (rechts). Die verwendeten Teilchenintensitäten sind in Tabelle 3 angegebenen. Die rote Linie markiert die $0,1 \text{ mSv}$ Grenze bei Verwendung der Sandwichbauweise, die blaue Linie gilt für Beton.



(a)



(b)

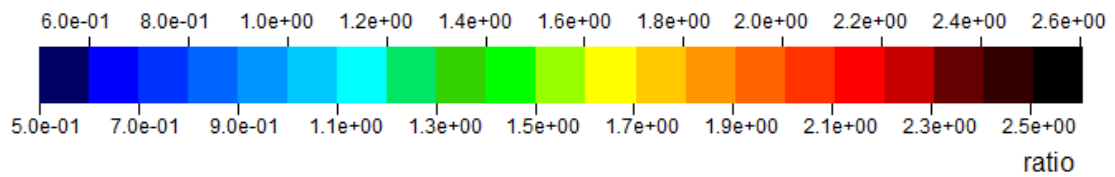


Abbildung 23 – (a) Verhältnis der effektiven Jahresdosis von der Sandwichabschirmung zur Betonabschirmung für Geometrie 2. (b) Dasselbe Verhältnis bei Erhöhung der Dichte des schweren Füllmaterials auf $4,2 \text{ g/cm}^3$.

Abbildung 23 (a) zeigt, dass auch hier die Dosisunterschiede im Wandmaterial grösser sind als außerhalb der Wand. Während jedoch die Dosis in Vorwärtsrichtung bei der Sandwichbauweise wieder um bis zu 20 % niedriger ist als bei Beton, sind die seitlichen Werte um bis zu 20 % höher. Daraus lässt sich schließen, dass das schwere Füllmaterial eine etwas schlechtere Abschirmung bietet als Schwerbeton bei gleicher Dichte. Wie Abbildung 22 zeigt, kann aber noch immer davon ausgegangen werden, dass die zu erwartende jährliche Dosis außerhalb der Wand unter 0,1 mSv liegt.

Um jedoch mit der Sandwichbauweise eine Beton-äquivalente oder sogar bessere Abschirmwirkung zu garantieren, muss die Dichte des schweren Füllmaterials über $4,0 \text{ g/cm}^3$ liegen. Abbildung 23 (b) zeigt das Verhältnis der berechneten Dosiswerte von Sandwich- zu Betonbauweise, für MagnaDense 8S bei Verwendung einer Dichte von $4,2 \text{ g/cm}^3$. Es ist zu sehen, dass dieser Dichtewert ausreicht, um mit der Sandwichbauweise wiederum eine bessere Abschirmwirkung als mit Beton zu erzielen.

4.3.2 Medizinischer Bestrahlungsraum 3

In Abbildung 24 sind die berechneten Dosiswerte für die beiden Bauweisen im Falle des medizinischen Bestrahlungsraums 3 dargestellt und Abbildung 25 zeigt das Verhältnis dieser beiden Ergebnisse. Auch hier ist die Dosis außerhalb der Wand lateral sowie in Strahlrichtung für die Sandwichtechnologie nahezu gleich wie bei Beton, während in der Wand selbst deutlich höhere Werte zu erwarten sind.

Anhand der eingezeichneten 0,1 mSv Grenze wird deutlich, dass in beiden Fällen außerhalb der Abschirmung in Strahlrichtung dieser selbstauferlegte Zielwert um 30 % überschritten wird. Diese Tatsache entspricht dem Ergebnis in der UVP Dokumentation (1), wo argumentiert wurde, dass jener Bereich ausserhalb des Bestrahlungsraums als Strahlenbereich klassifiziert ist und daher der dort relevante selbstauferlegte Zielwert von 0,6 mSv im Jahr ebenso deutlich eingehalten wird.

Beim Vergleich der effektiven Dosis im Strahlabsorber fällt auf, dass die Werte im schweren Füllmaterial bis zu doppelt so hoch sind wie im Schwerbeton, was das oben beschriebenen Ergebnis für Geometrie 2 bestätigt.

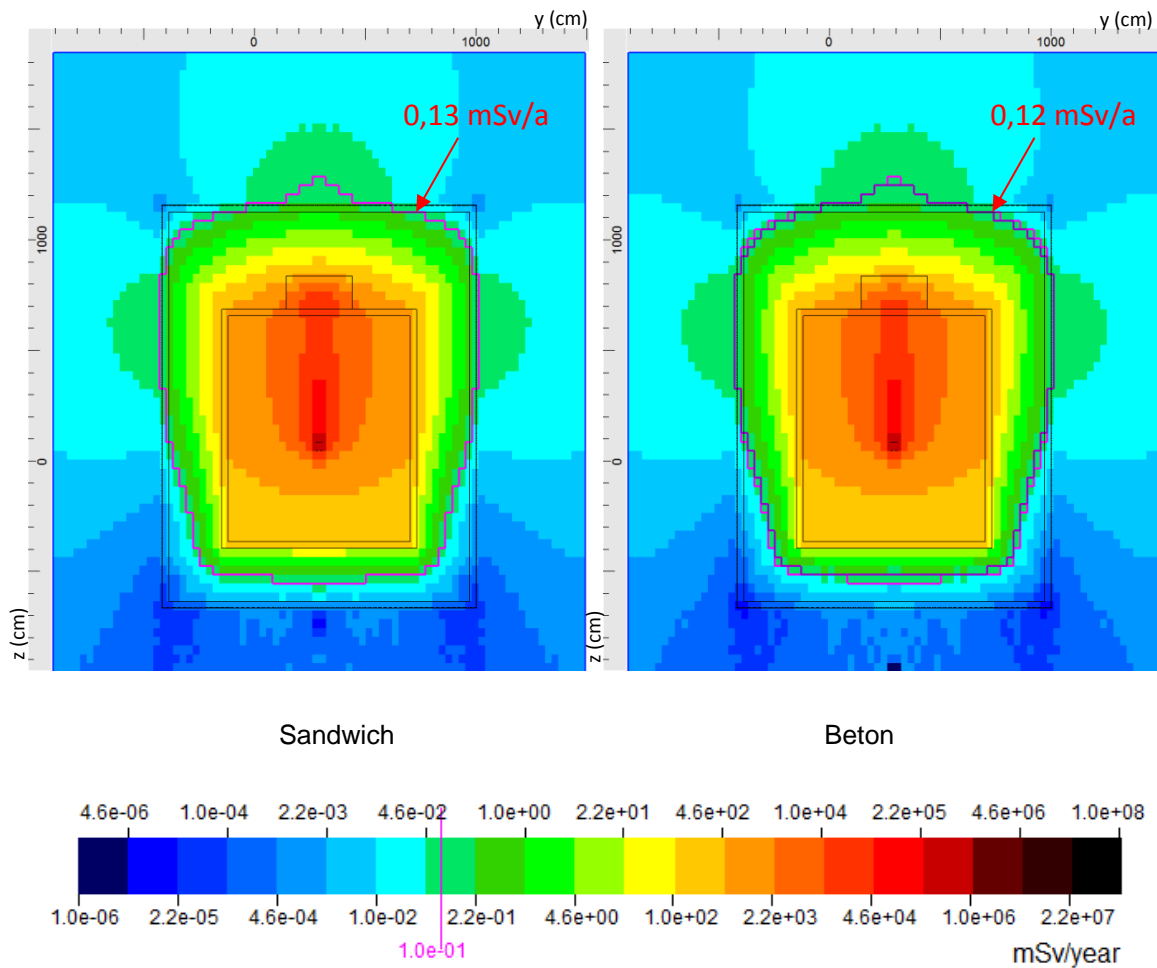


Abbildung 24 – Effektive Jahresdosis berechnet mit Geometrie 3 für die Sandwichtechnologie (links) und als Vergleich für Beton (rechts). Die Teilchenintensitäten sind in Tabelle 4 angegebenen. Die rote Linie markiert die 0,1 mSv Grenze bei Verwendung der Sandwichbauweise, die blaue Linie gilt für Beton.

Entgegen der Strahlrichtung scheint die Abschirmwirkung der Sandwichwand etwas geringer zu sein als bei Beton. Jedoch muss hier berücksichtigt werden, dass die Dosiswerte selbst relativ niedrig sind und daraus auch eine deutlich schlechtere Statistik resultiert. Aus diesem Grund findet man hier im Verhältnis der Dosis enorme Schwankungen. Der Einfluss der Unsicherheit auf das Ergebnis wird in Kapitel 4.4 diskutiert.

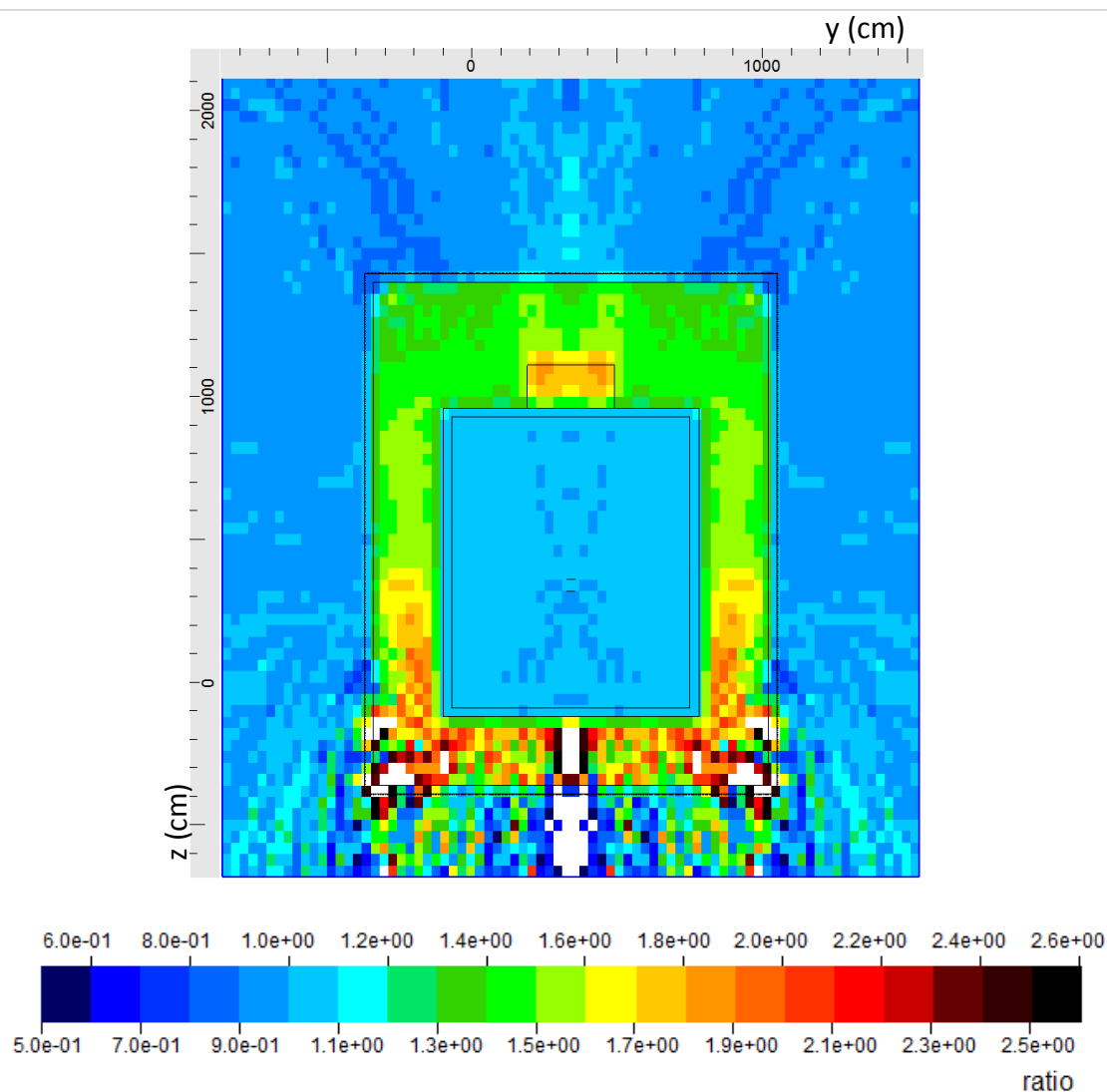


Abbildung 25 – Verhältnis der effektiven Jahresdosis von der Sandwichabschirmung zur Betonabschirmung für Geometrie 3. Die weißen Bereiche zeigen Werte außerhalb der Skala.

4.3.3 Verlustpunkt im Synchrotron (BDH)

Abbildung 26 zeigt die berechnete Jahresdosis sowohl für die Sandwichwand als auch für die Betonwand im Falle des Verlustszenarios in der Synchrotronhalle. Wieder liegen die Dosiswerte außerhalb der Wand in beiden Fällen unter dem Zielwert von 0,1 mSv pro Jahr.

Betrachtet man das Verhältnis der beiden Dosisergebnisse in Abbildung 27 so kann man in diesem Fall eindeutig feststellen, dass die Abschirmwirkung der Sandwichwand in alle Richtungen zumindest gleich gut ist wie bei Beton. Es zeigt sich jedoch, dass hier in der Wand entgegen der Strahlrichtung die Dosis im Aushubmaterial stellenweise um mehr als einen Faktor 2,6 höher ist als in Beton.

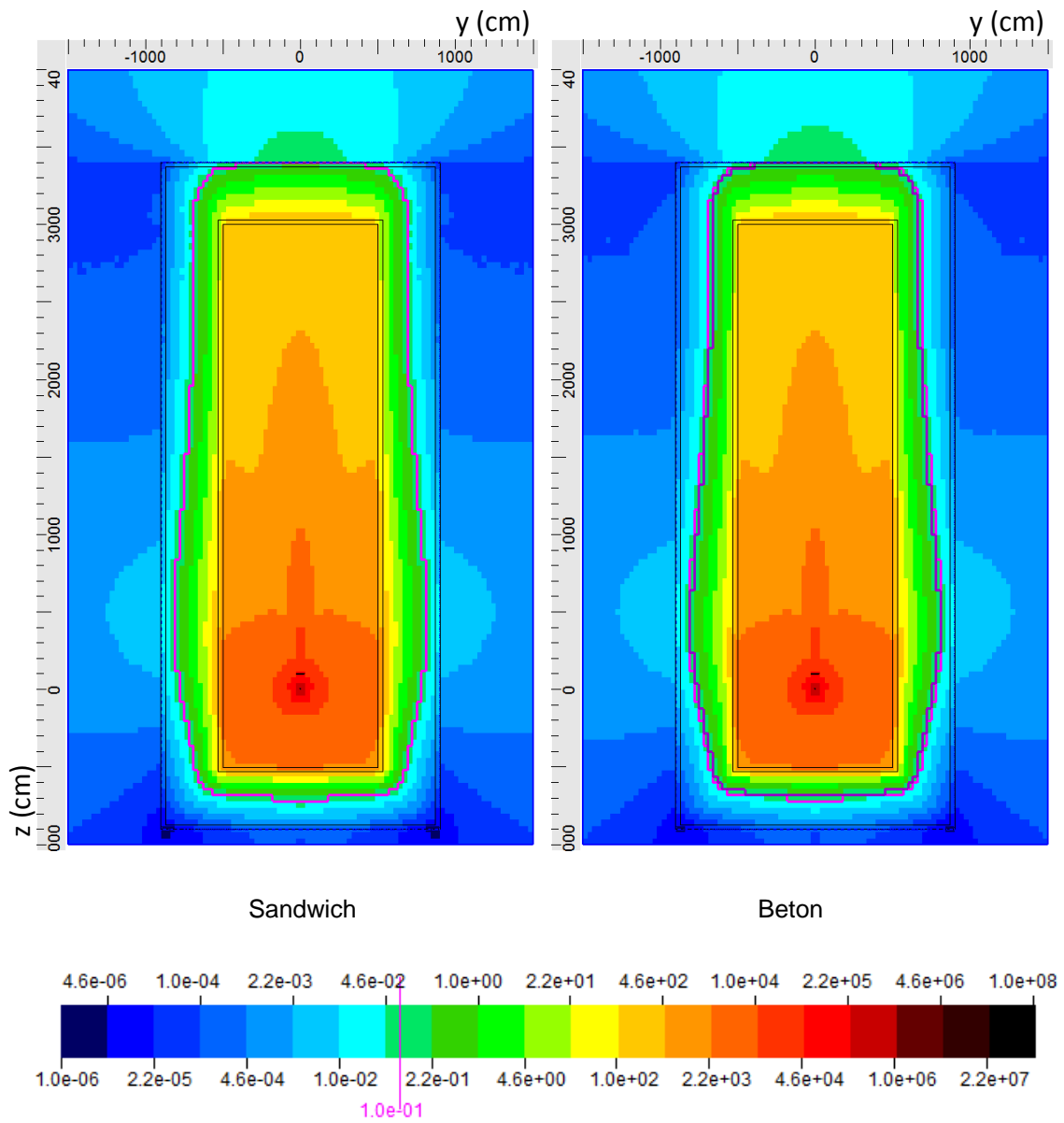


Abbildung 26 – Effektive Jahresdosis berechnet mit Geometrie 4 für die Sandwichtechnologie (links) und für Beton (rechts). Die Teilchenintensitäten sind in Tabelle 5 angegebenen. Die rote Linie markiert die 0,1 mSv Grenze bei Verwendung der Sandwichbauweise, die blaue Linie gilt für Beton.

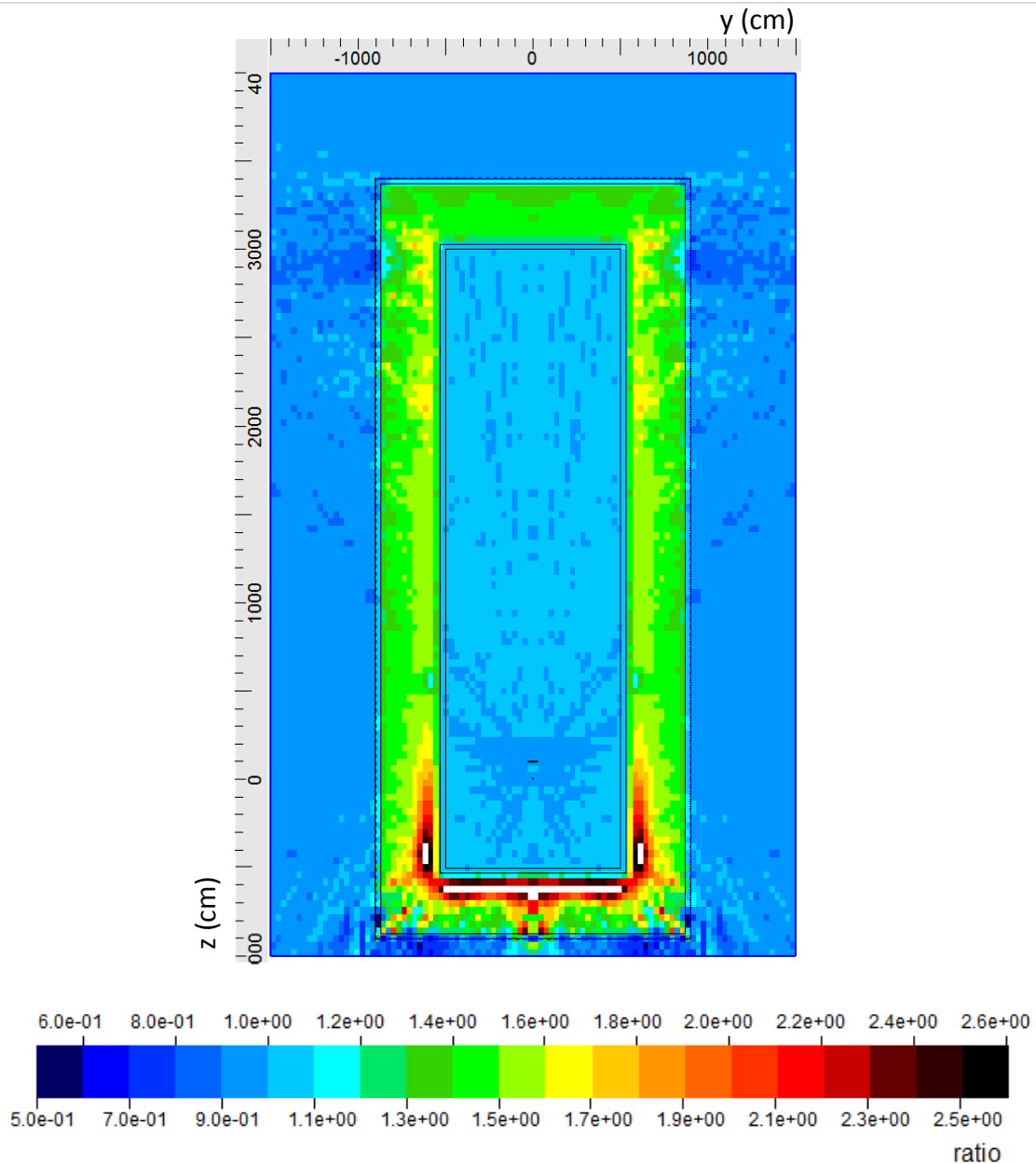


Abbildung 27 – Verhältnis der effektiven Jahresdosis von der Sandwichabschirmung zur Betonabschirmung für Geometrie 4.

4.4 Fehlerbetrachtung

Um aus dem Verhältnis der beiden Dosisergebnisse für die Beton- und Sandwichbauweise eine sinnvolle Aussage zu erhalten, ist es wichtig, dass die berechneten Dosiswerte selbst möglichst geringe Unsicherheiten aufweisen. Aufgrund der langen Rechenzeiten von Monte Carlo Simulationen bei dicken Abschirmwänden, lässt sich nicht überall eine zufriedenstellende Statistik in einem vernünftigen Zeitrahmen erreichen. Daher werden im Folgenden die Unsicherheiten der berechneten Dosiswerte der einzelnen Szenarien

diskutiert und damit die zuvor beschriebenen Ergebnisse entsprechend bewertet. Da sich die statistischen Unsicherheiten der Ergebnisse von Sandwichbauweise und Beton für dieselbe Geometrie kaum unterscheiden, werden hier beispielhaft die Unsicherheiten im Fall der Sandwichbauweise herangezogen.

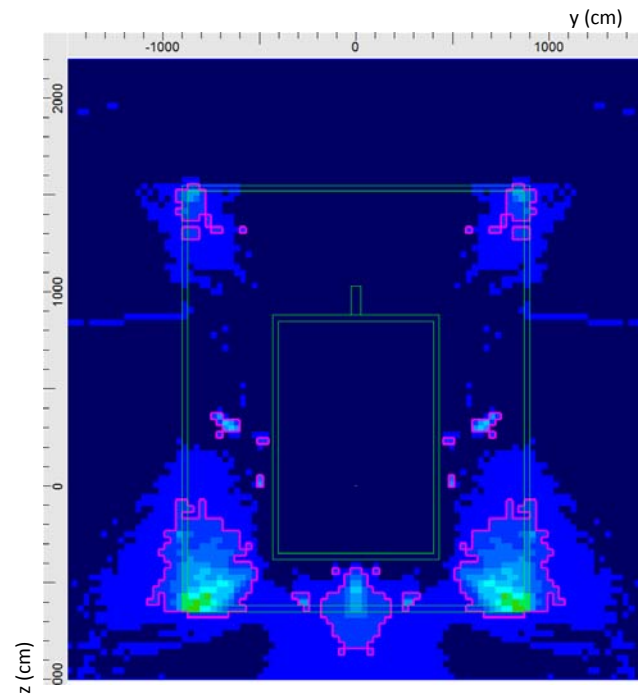
Die jährliche effektive Dosis wird als Summe der Dosiswerte der einzelnen Teilchenoperationen (Kohlenstoffionen 400 MeV, Protonen 250 MeV und Protonen 800 MeV) berechnet, weshalb sich die Unsicherheit der Gesamtdosis nach dem Gaußschen Fehlerfortpflanzungsgesetz, aus den Unsicherheiten der Einzelwerte ergibt. Letztere erhält man direkt aus der statistischen Auswertung der Simulationsergebnisse.

Die so berechneten relativen Unsicherheiten der Dosis im Fall der Sandwichbauweise von Bestrahlungsraum 1 sind für Geometrie 1 und 2 in Abbildung 28 dargestellt. Man erkennt, dass sowohl bei Geometrie 1 als auch bei Geometrie 2 die Unsicherheit der Dosis in Strahlrichtung und in seitliche Richtung unter 5 % liegt. Daher ist der Vergleich der Dosis von Sandwichbauweise und Beton in diesen Bereichen sehr zuverlässig. Das Ergebnis von Geometrie 1 zeigt jedoch besonders in den Raumecken und entgegen der Strahlrichtung Fehler von über 10 %. Da es sich aber um Bereiche handelt, die strahlenschutztechnisch nicht relevant sind, entweder weil die Dosis dort sehr niedrig ist, oder weil der entsprechende Wandabschnitt nicht als Abschirmung dient, ist eine bessere Statistik hier nicht erforderlich.

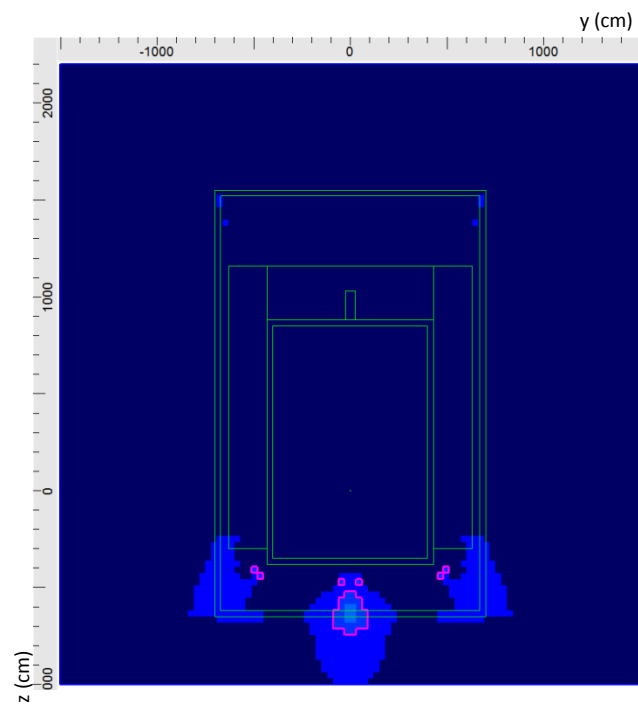
Im Fall von Geometrie 2 ist die Statistik überall ausreichend gut, nur in einem kleinen Bereich entgegen der Strahlrichtung liegt der Fehler bei 17%. Da hier jedoch die Dosis bei der Sandwichabschirmung um etwa 50 % über dem Wert von Beton liegt, ist das berechnete Verhältnis der Dosiswerte auch hier aussagekräftig.

Die Unsicherheit der effektiven Dosis bei Geometrie 3 (Bestrahlungsraum 3) ist in Abbildung 29 zu sehen. Auch hier ist die Statistik in Strahl- sowie in Seitwärtsrichtung ausreichend gut. Nur entgegen der Strahlrichtung treten höhere Ungenauigkeiten auf, was die großen Schwankungen im Verhältnis der Dosisergebnisse erklärt. Auch hier wird wieder auf eine bessere Genauigkeit verzichtet, da dieser Bereich aus Sicht des Strahlenschutzes nicht relevant ist. Zum einen liegen die Dosiswerte bereits weit unter 0,1 mSv, zum anderen befindet sich hinter der Wand entgegen der Strahlrichtung, wie auch bei den Bestrahlungsräumen 1 und 2, die Extraktionslinienhalle, welche bei Strahlbetrieb nicht betreten werden darf.

4 - Abschirmungsrechnungen



Geometrie 1



Geometrie 2

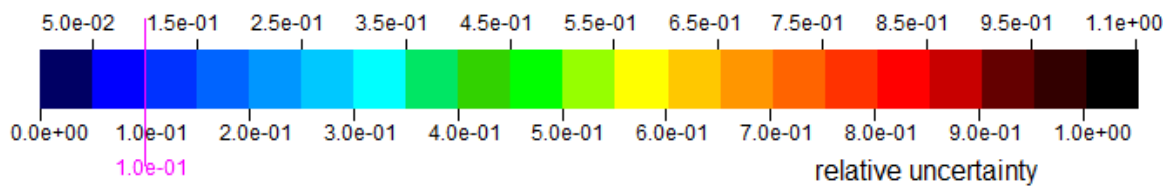


Abbildung 28 – Relative Unsicherheit der effektiven Jahresdosis für Bestrahlungsraum 1 bei Verwendung der Sandwichbauweise (Geometrie 1 mit Füllmaterial 2,4 g/cm³ und Geometrie 2 mit Füllmaterial 4,0 g/cm³). Die rote Linie markiert die 10 % Grenze.

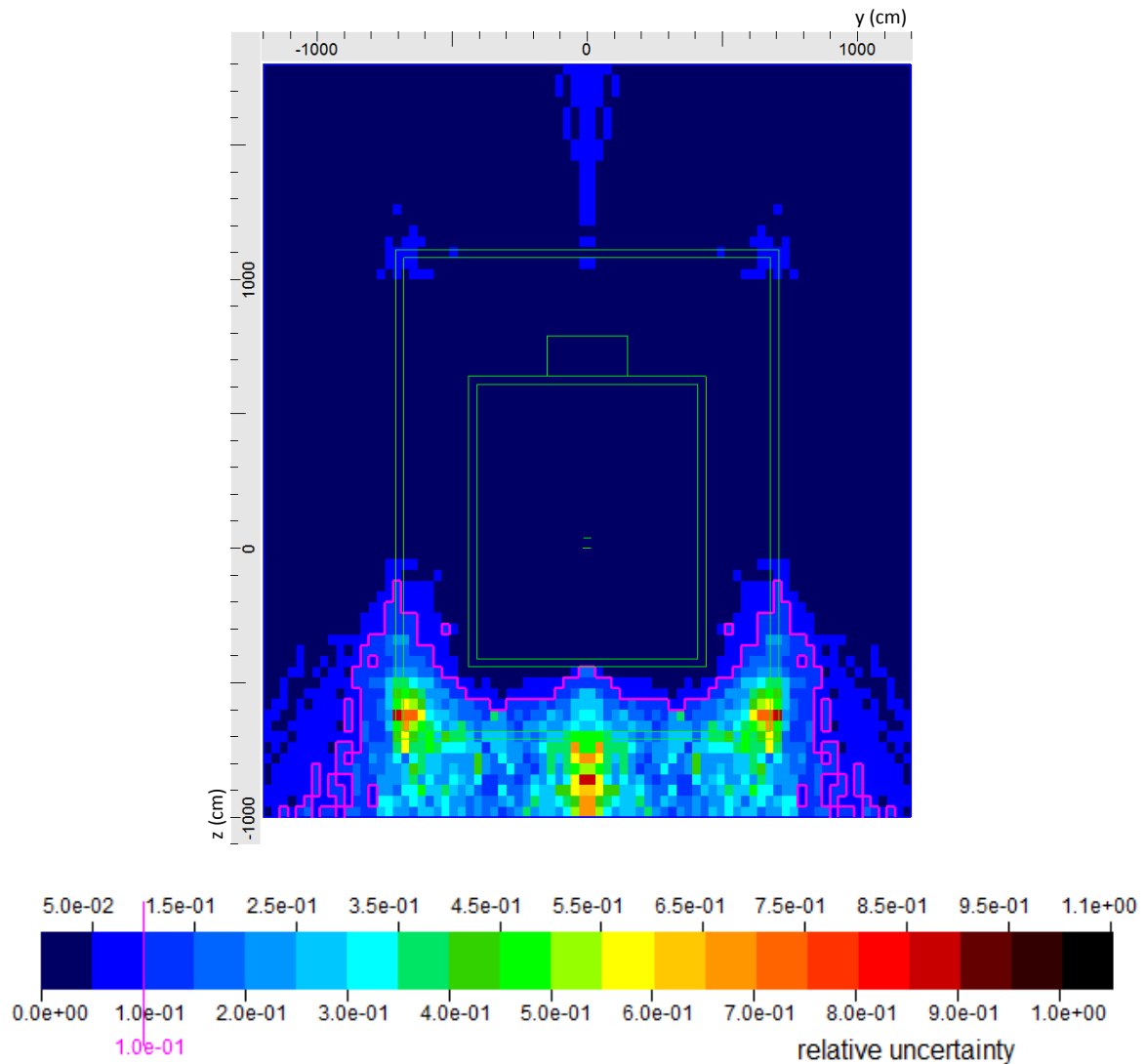


Abbildung 29 – Relative Unsicherheit der effektiven Jahresdosis für die Sandwichbauweise bei Bestrahlungsraum 3. Die rote Linie markiert die 10 % Grenze.

Abbildung 30 zeigt die relative Unsicherheit im Fall von Geometrie 4 (Verlustpunkt im Synchrotron). Auch hier ist die Statistik nahezu überall ausgezeichnet. Nur entgegen der Strahlrichtung findet man Bereiche mit Fehlern von über 10 %. Da die berechneten Dosiswerte an diesen Stellen jedoch weit unter 0,1 mSv betragen, sind auch diese Unsicherheiten akzeptabel.

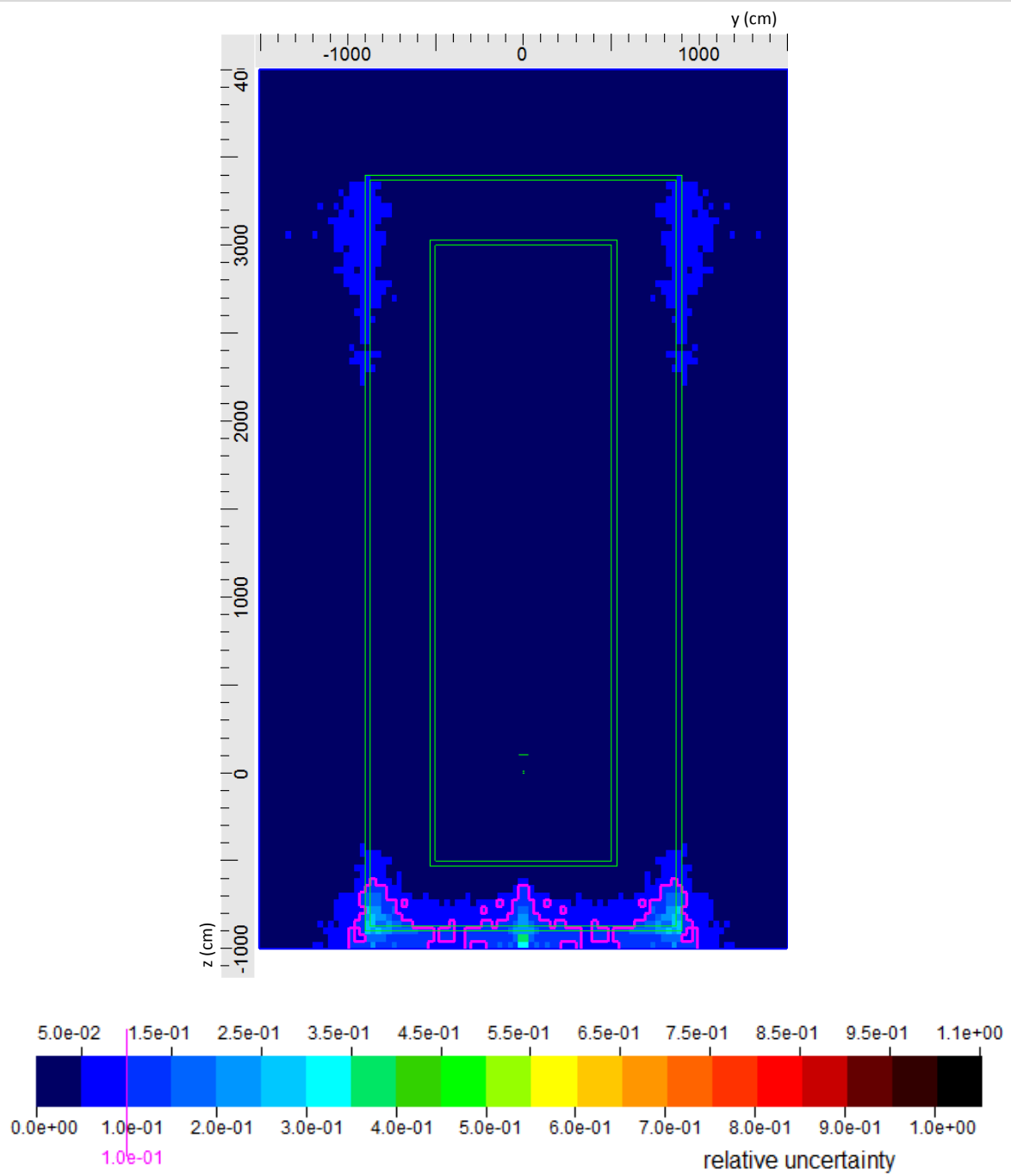


Abbildung 30 – Relative Unsicherheit der effektiven Jahresdosis für die Sandwichbauweise beim Verlustpunkt BDH. Die rote Linie markiert die 10 % Grenze.

5 Teilchenfluenzspektren

Um die Unterschiede in den Dosisleistungen der beiden Abschirmtechniken Sandwichbauweise und Betonbauweise zu verstehen, werden die Fluenzspektren der vier dominanten Sekundärstrahlungsteilchentypen in verschiedenen Wandtiefen untersucht. Da diese Unterschiede ausschließlich von den verschiedenen Materialien herrühren ist die geometrische Struktur des Bestrahlungsszenariums nicht ausschlaggebend, weshalb hier die Fluenzspektren beispielhaft für den Forschungsbetrieb mit den 800 MeV Protonen im Bestrahlungsraum 1 betrachtet werden.

5.1 Beton und Aushubmaterial

Um die Fluenzspektren in Beton und im Aushubmaterial zu vergleichen, wird die in Abbildung 15 dargestellte Geometrie des Bestrahlungsraums 1 mit einer seitlichen Wandstärke von 5 m herangezogen. Darin werden 4 ringförmige Volumina in verschiedenen Wandtiefen platziert, um darin die Teilchenfluenzen zu berechnen. Abbildung 31 zeigt die Lage der Ringe, wobei sich der erste Ring „Beton innen“ in der inneren Betonschicht der Sandwichwand befindet, der zweite „Füllmaterial“ in der Mitte der Wand, direkt im Füllmaterial und der dritte „Beton außen“ in der äußeren Betonschicht der Sandwichwand.

Um die Spektren auch außerhalb der Wand zu betrachten, befindet sich noch ein weiterer Ring „Luft außen“ direkt am Zylinder. Alle 4 Volumina liegen in Strahlrichtung 6 m vom Target entfernt, da dort lateral die höchste Dosis auftritt und haben eine Höhe von 1 m. Die lateralen Entfernungen der einzelnen Volumenschichten zur Strahlachse sind in Abbildung 32 angegeben.

Wie schon zuvor in Abschnitt 4.1.1 beschrieben, wird als Füllmaterial zwischen den beiden Betonschichten wieder sowohl das Aushubmaterial als auch normaler Beton verwendet. Für beide Szenarien werden die Fluenzspektren für die verschiedenen Teilchenarten, Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p), berechnet und gegenübergestellt. Die untere Energiegrenze des Neutronenspektrums beträgt 0,01 meV, für alle anderen Teilchen liegt die untere Energiegrenze bei 100 keV. Diese Grenze wurde gewählt, um die Simulationszeit zu optimieren und ist gerechtfertigt, da die Fluenzspektren unter dieser Energie rasch abnehmen und der Dosisbeitrag dieser niederenergetischen Teilchen im Bereich der statistischen Unsicherheit liegt. Nach oben hin ist das Spektrum aller Teilchen bis zur Strahlenergie von 800 MeV angegeben. Die Ergebnisse für die vier Positionen inner- und außerhalb der Sandwichwand sind in den Abbildungen Abbildung 33 - Abbildung 36 dargestellt.

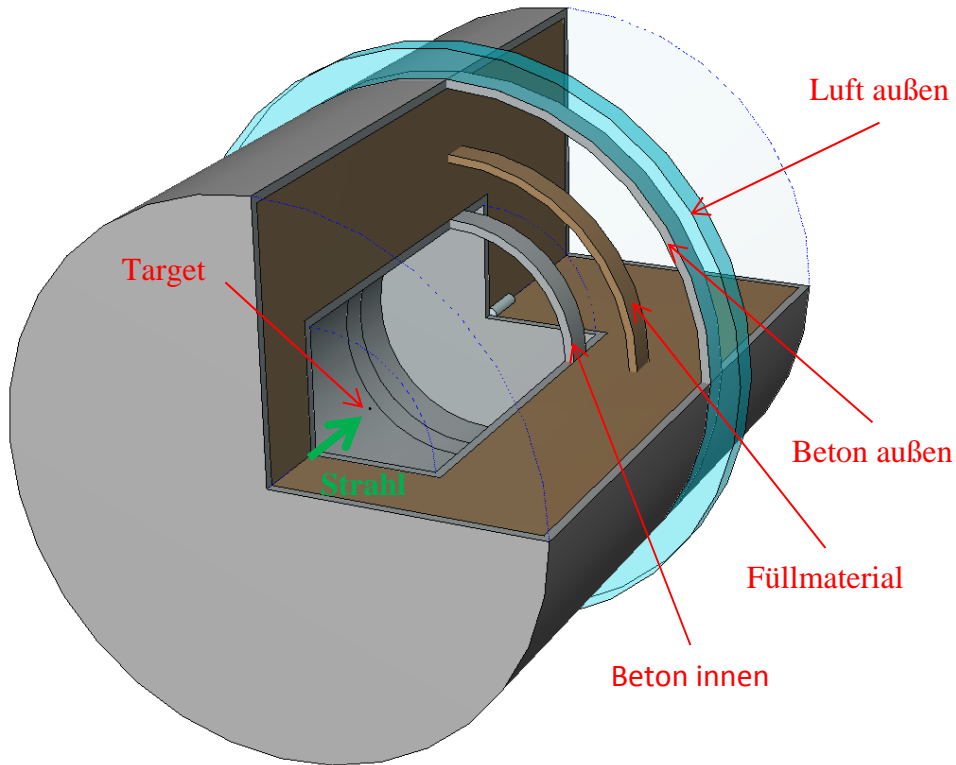


Abbildung 31 – Lage der ringförmigen Volumina zum Vergleich der Fluenzspektren von Beton und der Sandwichbauweise für das normale Füllmaterial. Die Ringe liegen 6 m in Strahlrichtung vom Blei-Target entfernt, da dort lateral die höchste Dosis auftritt.

Da Pionen eine Ruhemasse von etwa $140 \text{ MeV}/c^2$ besitzen, können diese erst erzeugt werden, wenn Protonen mit einer Energie von mehr als 290 MeV auf ein ruhendes Nukleon treffen (25). Da der Protonenstrahl bei MedAustron eine maximale Energie von 800 MeV erreichen kann, liegt er über der Energiegrenze zur Pionenerzeugung. Diese entstehen in erster Linie durch die Kollision der hochenergetischen Strahlprotonen mit den Nukleonen im Targetmaterial und breiten sich, aufgrund der Impulserhaltung, in Vorwärtsrichtung aus, weshalb sie vor allem entlang der Strahlachse eine Rolle spielen. Der Vergleich der Dosiswerte hat aber gerade gezeigt, dass die Unterschiede zwischen den beiden Abschirmungsbauweisen in Strahlrichtung sehr gering sind (siehe zum Beispiel Abbildung 21). Seitlich vom Target hingegen nimmt die Anzahl der Teilchen mit Energien über 300 MeV rasch ab, wie in Abbildung 33 zu sehen ist, weshalb hier kaum Pionen auftreten und daher der Dosisbeitrag der Pionen im Vergleich zu den anderen Teilchen vernachlässigbar klein ist. Dieselben Überlegungen gelten auch für die Myonen, die zu mehr als 99% durch den Zerfall der Pionen entstehen (22). Aus diesem Grund werden die Fluenzspektren der Pionen und Myonen in dieser Arbeit nicht in Betracht gezogen.

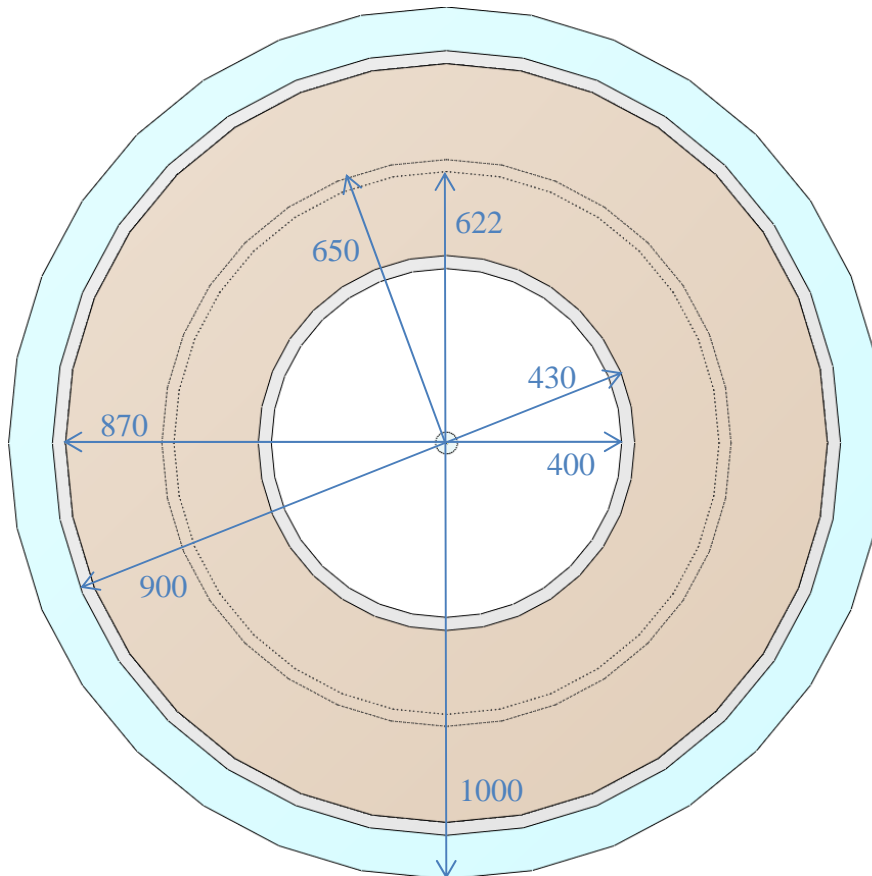


Abbildung 32 – Schnitt durch die ringförmigen Volumina der Geometrie von Bestrahlungsraum 1 mit normalem Füllmaterial. Die Abstände der einzelnen Ringe zur Strahlachse sind in cm angegeben.

Abbildung 33 vergleicht die Teilchenspektren in den inneren 30 cm Beton der Abschirmwand, für die Sandwichbauweise und für die Betonbauweise. Da die Sandwich-Geometrie, vom Target aus gesehen, bis zu dieser Position ident ist mit der Vollbetonbauweise, stimmen auch die Fluenzspektren der vorwiegend vom Target kommenden Streuteilchen sehr gut überein.

Im Neutronenspektrum, das sich über einen Energiebereich von 13 Größenordnungen erstreckt, sind drei Peaks zu erkennen. Die auf Umgebungstemperatur abgebremsten thermischen Neutronen sammeln sich um den thermischen Peak im Energiebereich von etwa 25 meV. Im Bereich von einem MeV liegt der Evaporationspeak. Dieser wird hauptsächlich durch die während des Spallationsprozesses aus dem Atomkern abgedampften Neutronen erzeugt und von den typischen Oszillationen der Neutronenwirkungsquerschnitte in diesem Energiebereich überlagert. Geht man zu noch höheren Energien, so findet man im Bereich von 100 MeV den Quasielastischen Peak. Darüber fällt das Spektrum rasch ab, da aufgrund der Energieabhängigkeit des Streuwinkels die höherenergetischen Neutronen nicht zur seitlichen Wand gestreut werden.

Das Photonenspektrum (grüne Linie in Abbildung 33) ist besonders im Energiebereich von 100 keV bis 10 MeV dominant. In diesem Bereich werden die Photonen überwiegend durch neutroneninduzierte Reaktionen erzeugt. Hier sind zwei Peaks deutlich ausgeprägt, zum einen der 511 keV Peak aus der Elektron-Positron-Annihilation, zum anderen ein Peak bei 2,3 MeV, der durch die Wirkungsquerschnittszunahme der (n, γ)-Reaktion im Wasserstoff erklärt werden kann. Über 10 MeV nehmen die (n, γ)-Wirkungsquerschnitte abrupt ab, was in der scharfen Kante im Photonenspektrum widergespiegelt wird. Darüber hinaus erreichen noch einige hochenergetische Photonen, die von Zerfällen der neutralen Pionen (π^0) direkt im Target stammen, die Innenseite der Abschirmwand.

π^0 -Mesonen werden, ebenso wie die geladenen Pionen, durch die Kollision der Protonen mit den Atomkernen im Targetmaterial erzeugt, zerfallen aber bereits nach 8×10^{-17} s, also unmittelbar nach der Erzeugung, mit einer Wahrscheinlichkeit von fast 99% in zwei Photonen.

Die spektrale Verteilung der Elektronenfluenz folgt im Wesentlichen dem Verlauf der Photonen, da diese im Zuge der elektromagnetischen Kaskade vor allem durch die Photonenwechselwirkungen entstehen. Das Maximum der Verteilung liegt um 800 keV. Bei dieser Energie werden die Elektronen vorwiegend durch den Compton-Effekt aus der Atomhülle emittiert.

Wie man am Fluenzspektrum der Protonen in Abbildung 33 sehen kann, haben die lateral gestreuten Protonen aus der hadronischen Kaskade im Target bereits eine deutlich niedrigere Energie als die Protonen im Primärstrahl. Das Maximum der Fluenz liegt im Bereich von 200 MeV, also ungefähr einen Faktor 4 unter der Strahlenergie. Protonen mit dieser Energie haben in Beton eine Reichweite von weniger als 30 cm und werden daher in der inneren Betonschicht der Abschirmwand vollständig gestoppt.

Betrachtet man nun in Abbildung 34 die Spektren in der Mitte des Füllmaterials der Abschirmwand, so sieht man sofort den deutlichen Unterschied der Neutronenspektren im Energiebereich unter 1 MeV für die beiden Bauweisen. Es finden sich also mehr niederenergetische Neutronen im Aushubmaterial der Sandwichbauweise als in einer Betonwand, was dazu führt, dass die Dosis in der Sandwichwand signifikant höher ist als im Beton, wie die Simulationen zeigen. Der Grund für dieses Ungleichgewicht ist vor allem das Fehlen des Wasserstoffes im Aushubmaterial (Tabelle 6). Generell wird die Zahl der langsamen Neutronen im Abschirmmaterial rascher reduziert, als die der schnellen, was auch in den dargestellten Abbildungen gut zu erkennen ist. Während in den inneren 30 cm Beton der Wand der thermische Peak des Neutronenspektrums noch mehr als eine Größenordnung über dem quasielastischen liegt (Abbildung 33), wird die Differenz immer geringer, je weiter man in der Abschirmung nach außen geht.

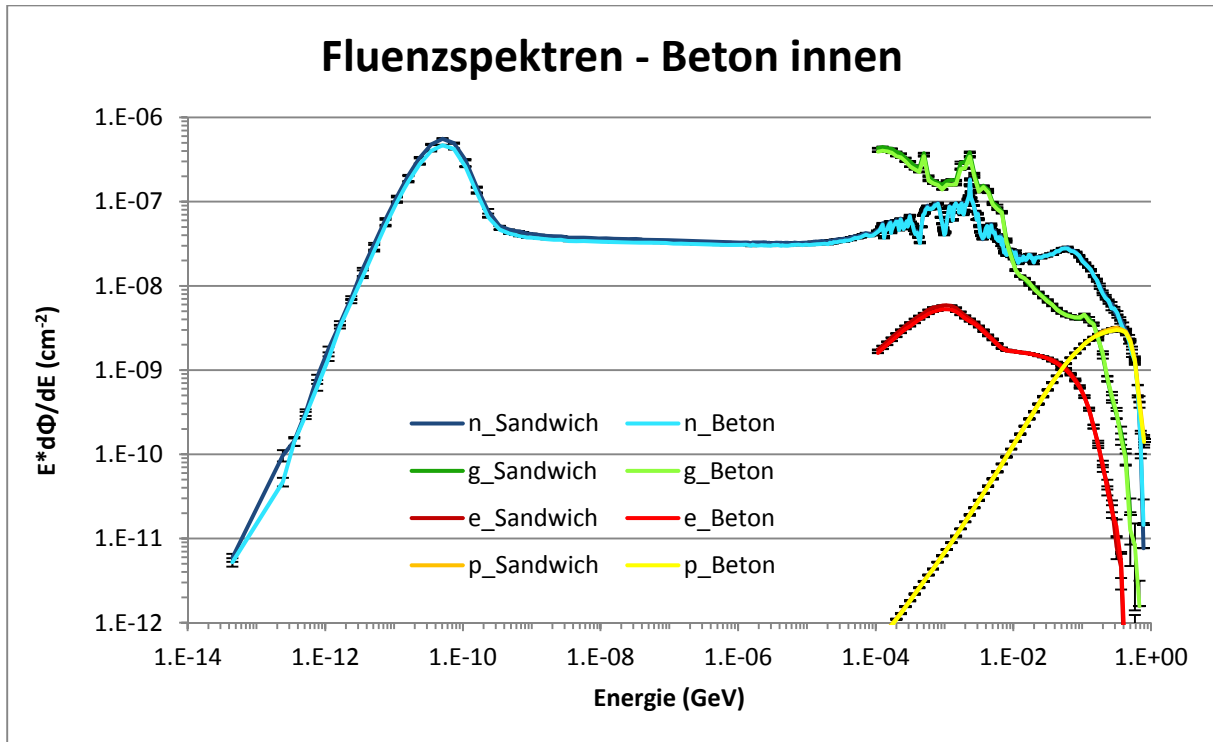


Abbildung 33 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) in der inneren Betonschicht bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV

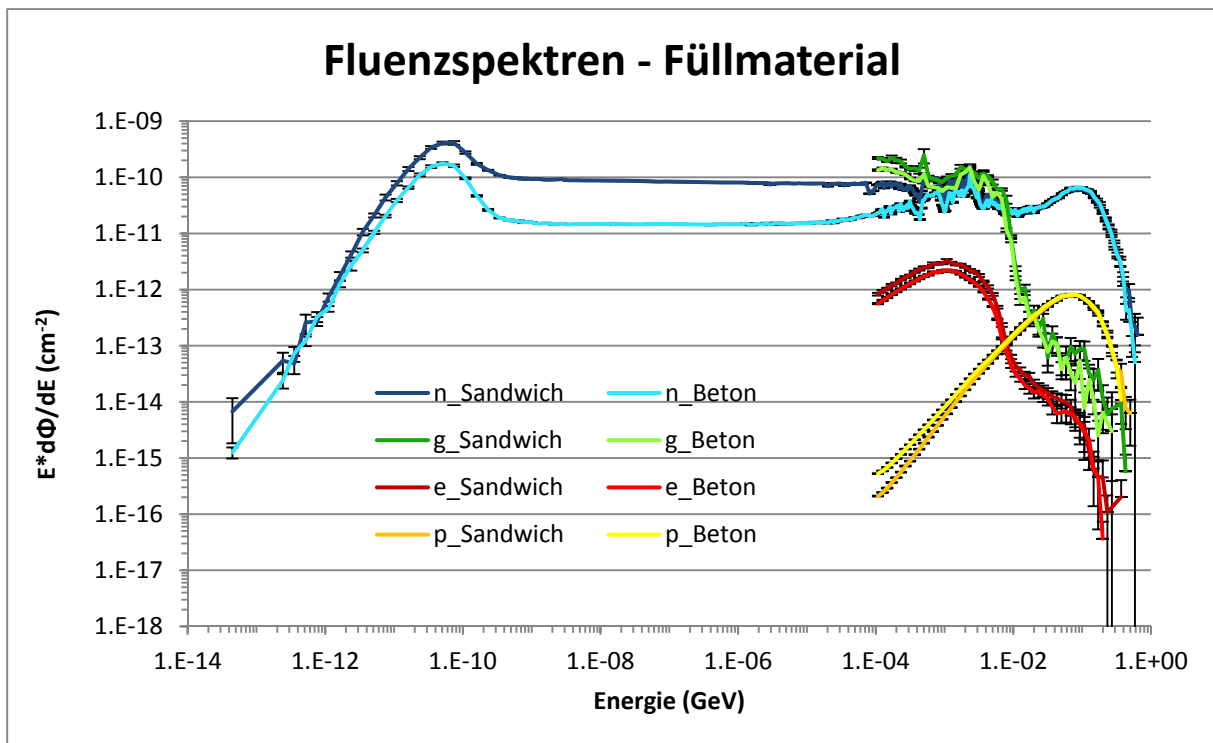


Abbildung 34 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) im Füllmaterial bei Sandwichbauweise bzw. im Beton bei Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV

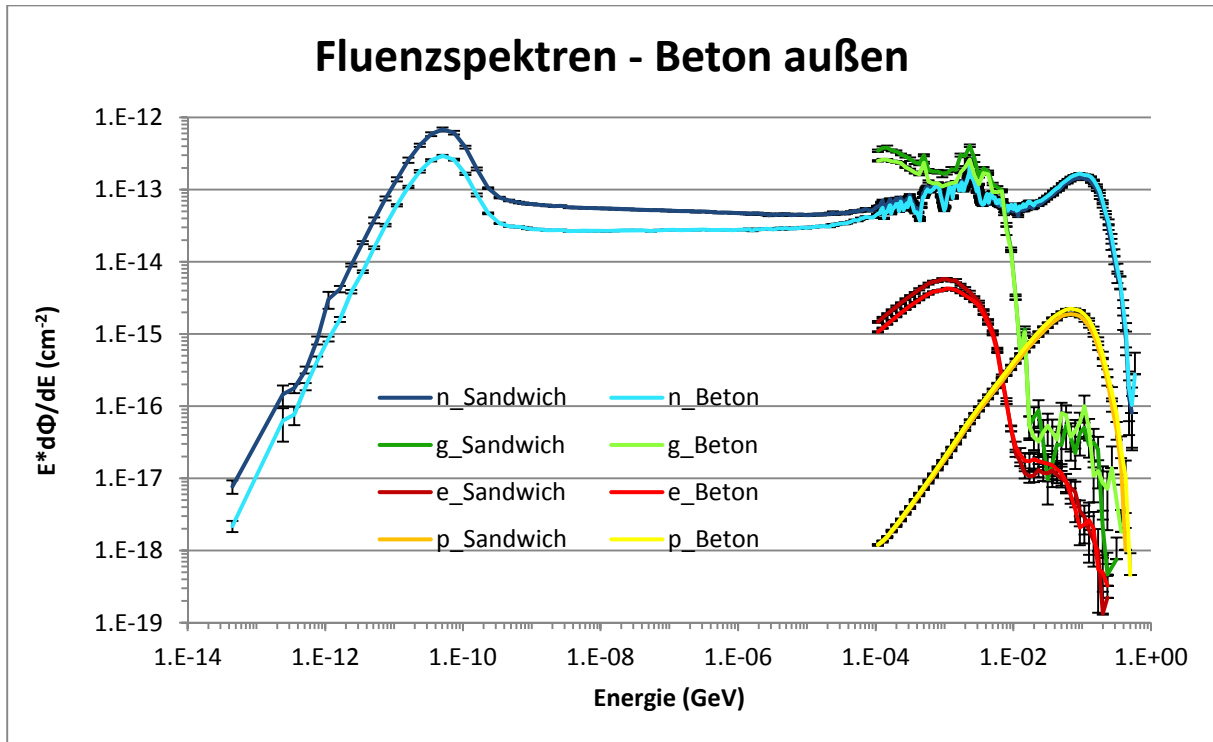


Abbildung 35 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) in der äußeren Betonschicht bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV

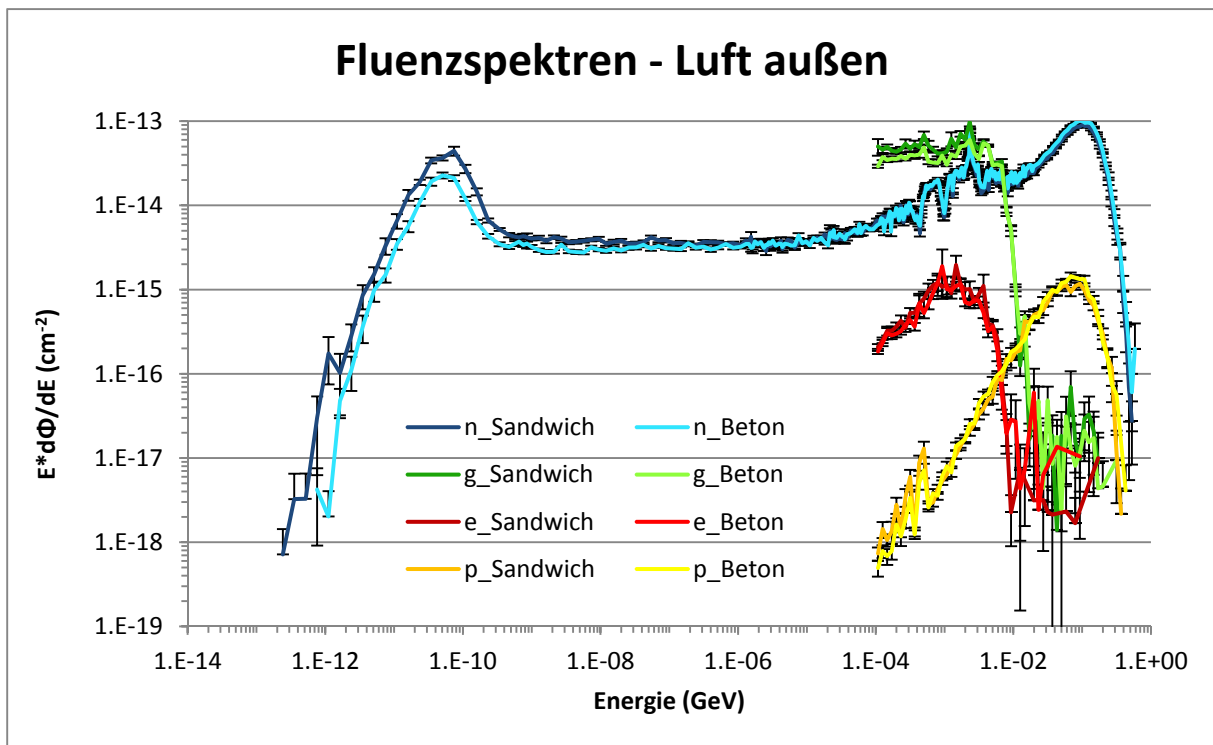


Abbildung 36 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) außerhalb der Abschirmwand bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV

Außerhalb der 5 m dicken Wand sind sogar weniger thermische als hochenergetische Neutronen vorhanden (Abbildung 36). Dieser Effekt wird im Beton durch den Wasserstoff verstärkt, denn dieser ausgezeichnete Moderator sorgt dafür, dass die Neutronen im mittleren und niedrigen Energiebereich noch rascher abgebremst und absorbiert werden als im Aushubmaterial. Das führt schließlich zu einer höheren Neutronenfluenz im unteren Energiebereich und in weiterer Folge aufgrund der „Fluenz zu Dosis“-Konversion zur höheren Dosis im Füllmaterial der Sandwichbauweise.

Auch bei den anderen Teilchenarten erkennt man einen leichten Unterschied in den Spektren der beiden Bauweisen bei Energien unter 1 MeV. Dieser Sachverhalt lässt sich jedoch auf die Unterschiede in den Neutronenspektren zurückführen, da diese Teilchen vorwiegend durch die Neutronenwechselwirkungen im Abschirmmaterial teils direkt und teils indirekt erzeugt werden.

Bei den Protonen in Abbildung 34 fällt auf, dass sich die Unterschiede in den Spektren genau andersrum verhalten als bei den anderen Teilchen. Hier findet man im unteren Energiebereich mehr Protonen im Beton als im Aushubmaterial. Die Erklärung dafür liegt gerade im ausgezeichneten elastischen Stoßverhalten der Wasserstoffkerne gegenüber der Neutronen. Da der Wasserstoffkern aus einem Proton besteht, ist der elastische Stoß eigentlich eine (n,p)-Reaktion, bei der das Neutron seine kinetische Energie an ein Proton übergibt. Darüber hinaus ist zu sehen, dass das Maximum des Protonenfluenzspektrums zu niedrigeren Energien gewandert ist und im Bereich des quasielastischen Neutronenpeaks liegt. Das zeigt, dass die Protonen in der Wandmitte nicht mehr direkt aus dem Target kommen, sondern von (n,p)-Reaktionen, die für die meisten Elemente im Abschirmmaterial gerade zwischen 1 und 100 MeV dominant sind.

Die Werte der Fluenzspektren in Abbildung 35, also in der äußeren Betonschicht der Wand, liegen mehr als zwei Größenordnungen unter den Werten der Spektren in der Wandmitte. Des Weiteren wird aber auch der Unterschied der niederenergetischen Neutronenspektren für die beiden Bauweisen deutlich geringer und verschwindet außerhalb der Abschirmung sogar beinahe ganz, wie in Abbildung 36 zu sehen ist. Dies liegt daran, dass der Überschuss der niederenergetischen Neutronen bei der Sandwichbauweise durch den Wasserstoff in der Betonschicht wieder ausgeglichen wird, weshalb die Unterschiede in der Dosis außerhalb der Abschirmung wieder deutlich geringer sind.

Die Protonenspektren der beiden Bauweisen unterscheiden sich in der äußeren Betonschicht nicht mehr und die Fluenz nimmt parallel zur hochenergetischen Neutronenfluenz ab. In Abbildung 36 ist zu sehen, dass die Protonenfluenz außerhalb der Abschirmung im Energiebereich unter 1 MeV eine scharfe Kante aufweist. Diese wird von der Reaktion $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ im Stickstoff der Luft verursacht, die in FLUKA explizit mit punktwisen Wirkungsquerschnitten berechnet wird (26). Die Differenz der Photonen und Elektronen bleibt auch in der äußeren Betonschicht konstant. Erst außerhalb der Wand scheint sie

geringer zu werden, jedoch sind hier die Unsicherheiten vergleichsweise zu groß, um eine definitive Aussage zu machen.

Mit Hilfe der in Kapitel 3.3 beschriebenen Faltung der Fluenzspektren mit den Dosiskonversionskoeffizienten (Abbildung 12) lassen sich die effektiven Dosisbeiträge der einzelnen Teilchen aus den Spektren berechnen. In Tabelle 8 sind die berechneten Werte beispielhaft für die Region „Luft außen“, also unmittelbar außerhalb der Wand dargestellt. Anhand dieser Werte sieht man deutlich, dass über 90 % der effektiven Dosis hinter der Abschirmung von den Neutronen kommen, wobei die hochenergetischen Neutronen etwas überwiegen. Der Beitrag aller anderen Teilchen zusammen liegt damit unter 10 %, also in der Größenordnung der statistischen Unsicherheit der berechneten Dosiswerte in Kapitel 1. Damit ist offensichtlich, dass die Dosisunterschiede zwischen Sandwich- und Betonbauweise fast ausschließlich von den Neutronen verursacht werden.

Insgesamt kann man den Schluss ziehen, dass die äußere Betonschicht notwendig ist, um mit der Sandwichbauweise eine ähnlich gute Abschirmwirkung zu erzielen, wie mit einer herkömmlichen Betonwand. Offen bleibt die Frage, weshalb die Dosiswerte außerhalb der seitlichen Sandwichwand teilweise sogar niedriger sind, als bei einer Betonwand, wo doch aus Abbildung 36 klar ersichtlich ist, dass die 30 cm Beton an der Wandaußenseite nicht ausreichen um die Differenz im niederenergetischen Teil der Neutronenspektren vollständig zu eliminieren. Diese Frage kann beantwortet werden, indem man die Neutronenspektren aus Abbildung 36 in einem Koordinatensystem mit linearer Ordinate über einer logarithmischen Abszisse darstellt, wie in Abbildung 37. Darin erkennt man, dass sich die Spektren an der Wandaußenseite nicht nur im thermischen, sondern sehr wohl auch im hochenergetischen Energiebereich unterscheiden. Im Bereich des quasielastischen Peaks findet man hinter der Sandwichwand deutlich weniger Neutronen als hinter durchgehendem Beton. Dies ist zu erklären durch den höheren Anteil schwererer Elemente im Aushubmaterial, welche hochenergetische Neutronen besser abschirmen. Obwohl der Unterschied im hochenergetischen Bereich kleiner ist als im niederenergetischen, wirkt er sich auf die Dosis stärker aus, da die hochenergetischen Neutronen eine viel höhere Dosiskonversion aufweisen als die niederenergetischen (siehe Abbildung 12). Das ist also eine plausible Erklärung für die tendenziell niedrigere Dosis außerhalb der seitlichen Sandwichwand. In diesem konkreten Fall ist die Differenz jedoch so gering (~10 %), dass sie auch auf die statistische Unsicherheit der Simulation zurückgeführt werden könnte. Signifikant ist die Differenz jedoch in Abbildung 23b für die Bauweise mit schwerem Füllmaterial und einer Dichte von $4,2 \text{ g/cm}^3$, wie im folgenden Kapitel gezeigt wird.

Tabelle 8 – Berechnete effektive Dosis E aus den Spektren der einzelnen Teilchenarten für die Sandwich- und Betonbauweise außerhalb der Wand (Luft außen), sowie der relative Anteil zur Gesamtdosis. ΔE ist die relative Unsicherheit der effektiven Dosis.

Teilchenart	E_{Sandwich}	ΔE	E_{Beton}	ΔE	Relativer Anteil	
	pSv/pp		pSv/pp		Sandwich	Beton
Neutron < 20 MeV	3,75E-11	5,88%	3,95E-11	5,48%	39,6%	38,3%
Neutron > 20 MeV	5,08E-11	3,31%	5,73E-11	2,60%	53,7%	55,4%
Gamma	1,19E-12	8,92%	9,48E-13	6,39%	1,3%	0,9%
Elektron	2,47E-13	25,07%	1,89E-13	17,96%	0,3%	0,2%
Proton	4,84E-12	11,80%	5,40E-12	11,19%	5,1%	5,2%
Gesamt	9,46E-11	4,9%	1,03E-10	4,2%	100%	100%

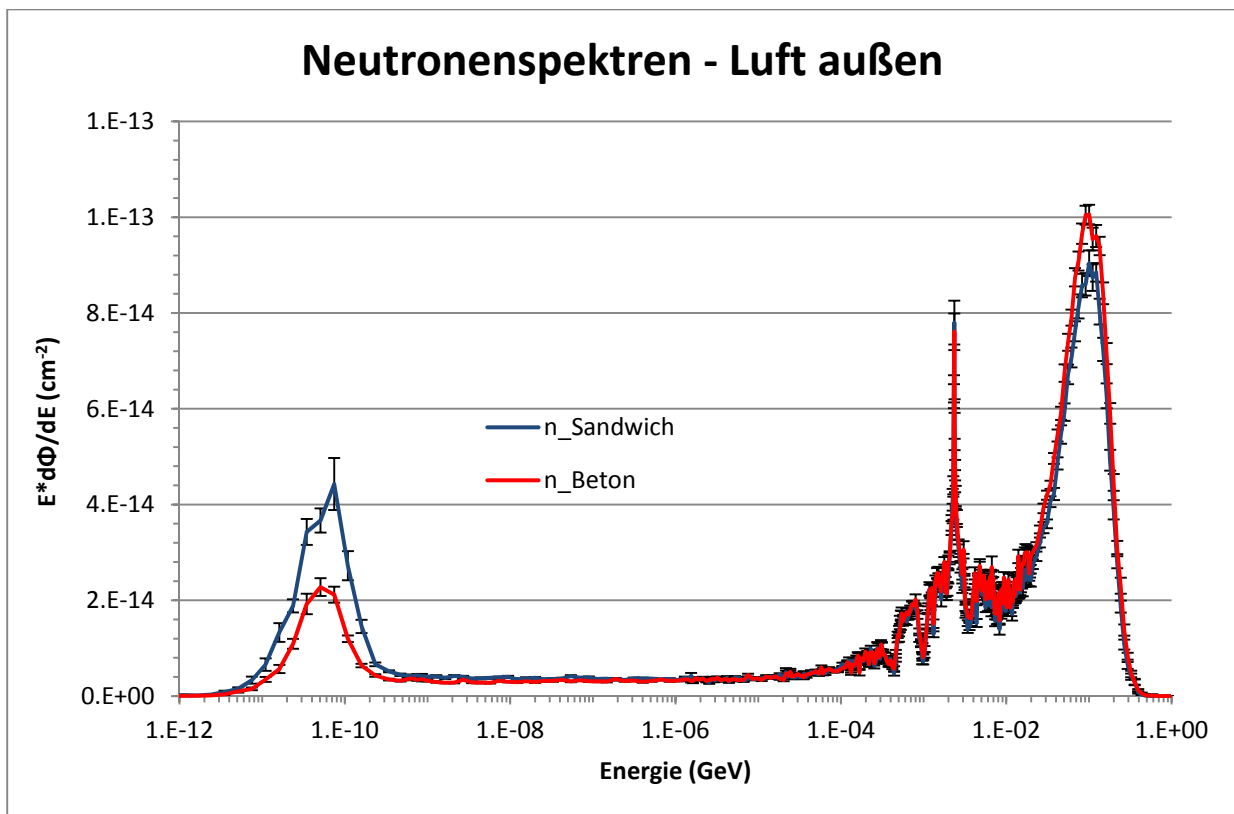


Abbildung 37 - Fluenzspektren von Neutronen (n) außerhalb der Abschirmwand bei Sandwich- und Betonbauweise mit linearer Ordinatenachse.

5.2 Schwerbeton und MagnaDense 8S

Die Analyse der Teilchenspektren im Inneren der Sandwichwand mit dem schweren Füllmaterial MagnaDense 8S wird analog zur Wand mit Aushubmaterial in Kapitel 5.1 durchgeführt. Jedoch werden in dieser Geometrie fünf statt vier ringförmige Volumina eingebaut, um die Teilchenfluenzspektren in allen Materialschichten der Sandwichwand mit den Spektren im Beton an den entsprechenden Positionen vergleichen zu können. Abbildung 38 zeigt die Anordnung der Volumina, die mit „Beton innen“, „Schweres Füllmaterial“, „Füllmaterial“, „Beton außen“ und „Luft außen“ bezeichnet werden. Wie schon bei den Dosisberechnungen in Kapitel 4.3.1.2 werden auch hier Aushubmaterial und MagnaDense 8S als Füllmaterialien für die Sandwichbauweise verwendet und mit Wänden aus Beton und Schwerbeton verglichen. Die Volumina zur Berechnung der Fluenzspektren liegen in dieser Geometrie nur 5,5 m in Strahlrichtung vom Bleitarget entfernt, da dort lateral die höchste Dosis auftritt. Die Höhe der Ringe beträgt wiederum 1 m und die inneren und äußeren Radien sind in Abbildung 39 angegeben. Die beiden Volumina in den Füllmaterialien sind derart positioniert, dass die Teilchenfluenzspektren in der Mitte der jeweiligen Materialschicht berechnet werden.

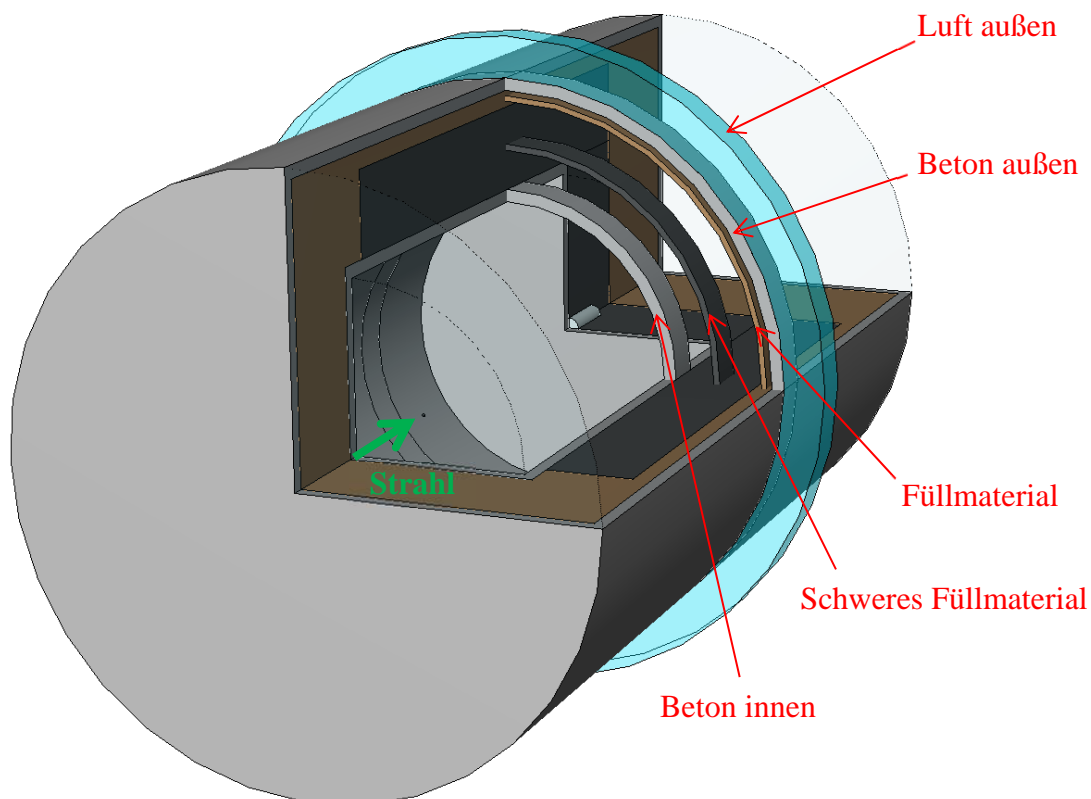


Abbildung 38 – Lage der ringförmigen Volumina zum Vergleich der Fluenzspektren von Beton und der Sandwichbauweise für das schwere Füllmaterial. Die Ringe liegen 5,5 m in Richtung des Strahls vom Blei-Target entfernt.

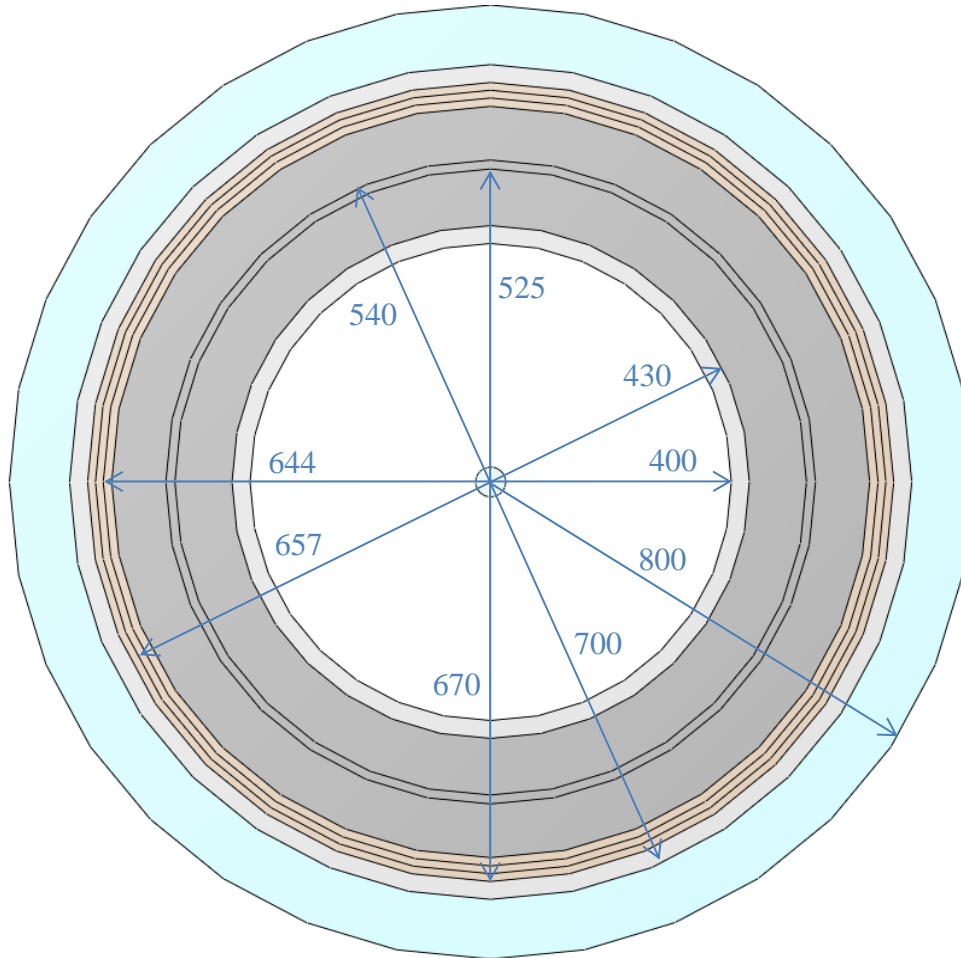


Abbildung 39 – Schnitt durch die ringförmigen Volumina der Geometrie von Bestrahlungsraum 1 mit schwerem Füllmaterial. Die Abstände der einzelnen Ringe zur Strahlachse sind in cm angegeben.

Die Energiegrenzen für die Fluenzspektren der vier Teilchentypen Neutronen (n), Photonen (p), Elektronen (e) und Protonen (p) sind gleich wie zuvor in Kapitel 5.1. Die Ergebnisse für die fünf Positionen sind in Abbildung 40 - Abbildung 44 zu sehen. Darin werden wiederum die Spektren für die Beton- und die Sandwichbauweise gegenübergestellt. Die Äquivalenz der unterschiedlichen Teilchenspektren für die beiden Bauweisen in der inneren Betonschicht (Abbildung 40) ist wieder wenig überraschend, da sich die Geometrien innerhalb dieser Betonschicht nicht unterscheiden, unabhängig vom verwendeten Füllmaterial. Dasselbe gilt aber auch für die Differenz zwischen der Geometrie mit schwerem Füllmaterial und jener ohne, weshalb auch hier die Spektren der innersten Betonschicht im Wesentlichen übereinstimmen (siehe Abbildung 33 und Abbildung 40).

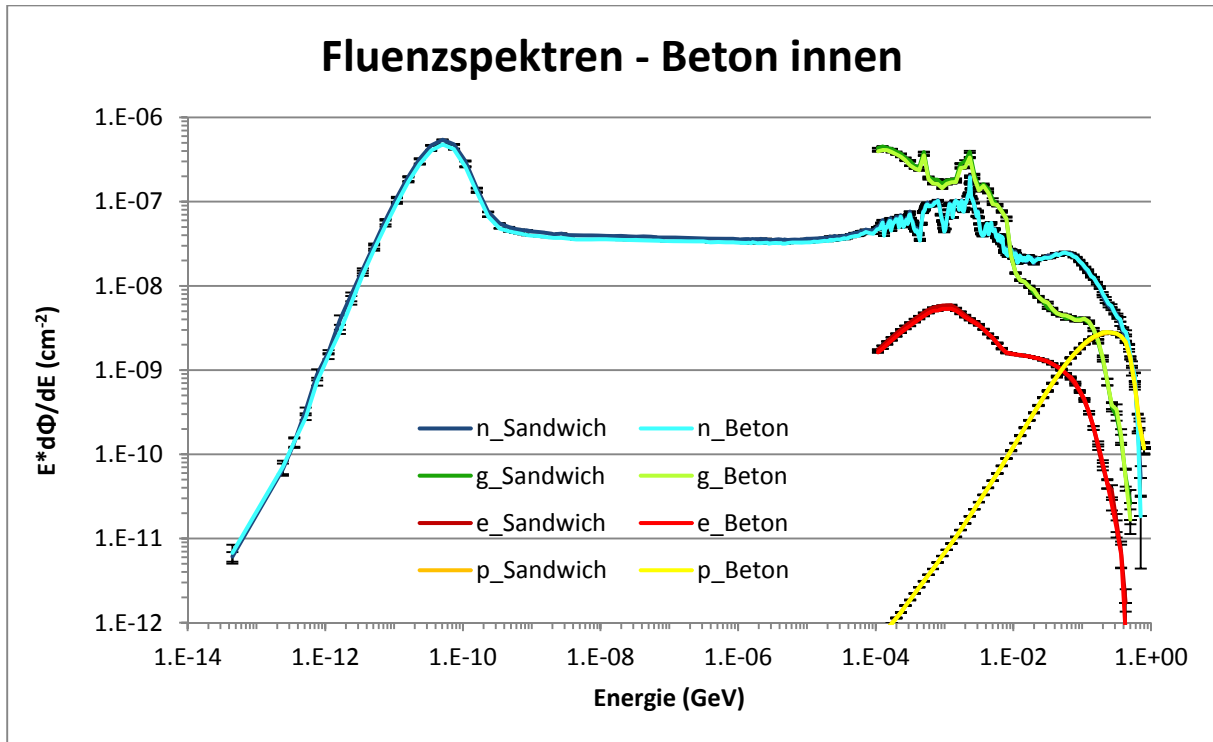


Abbildung 40 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) in der inneren Betonschicht bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV

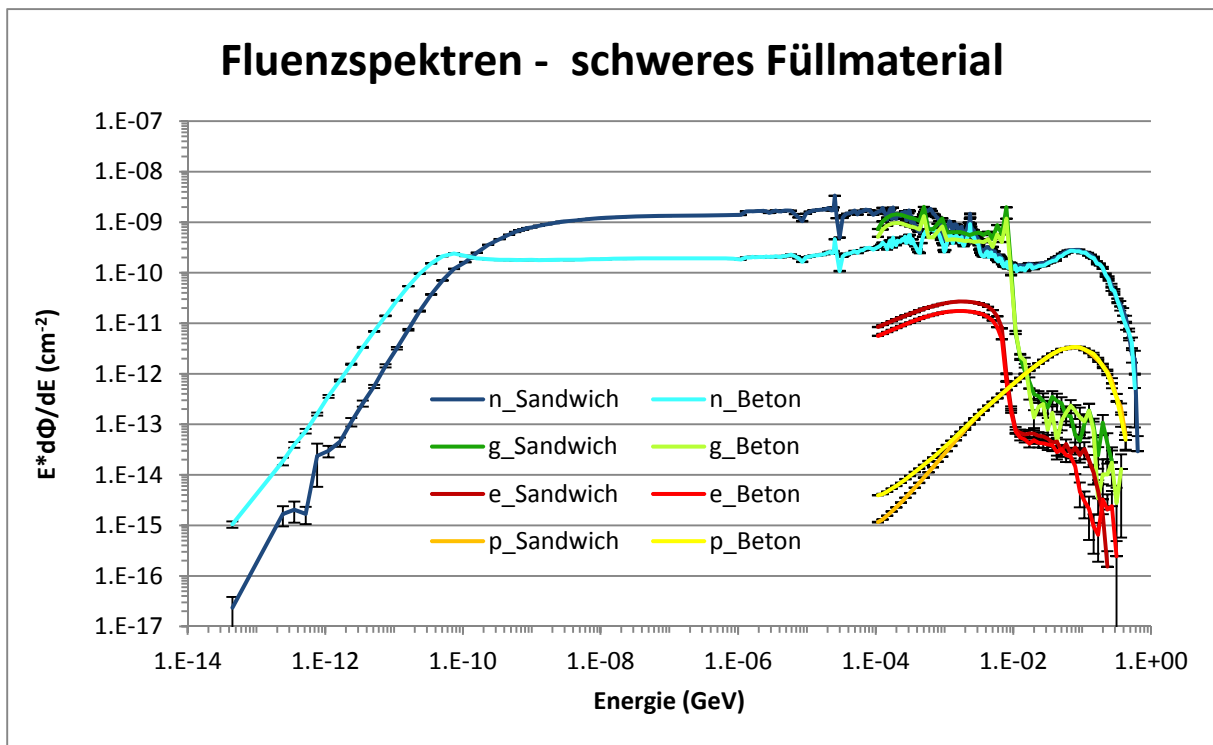


Abbildung 41 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) im schweren Füllmaterial bei Sandwichbauweise bzw. im Schwerbeton bei Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV

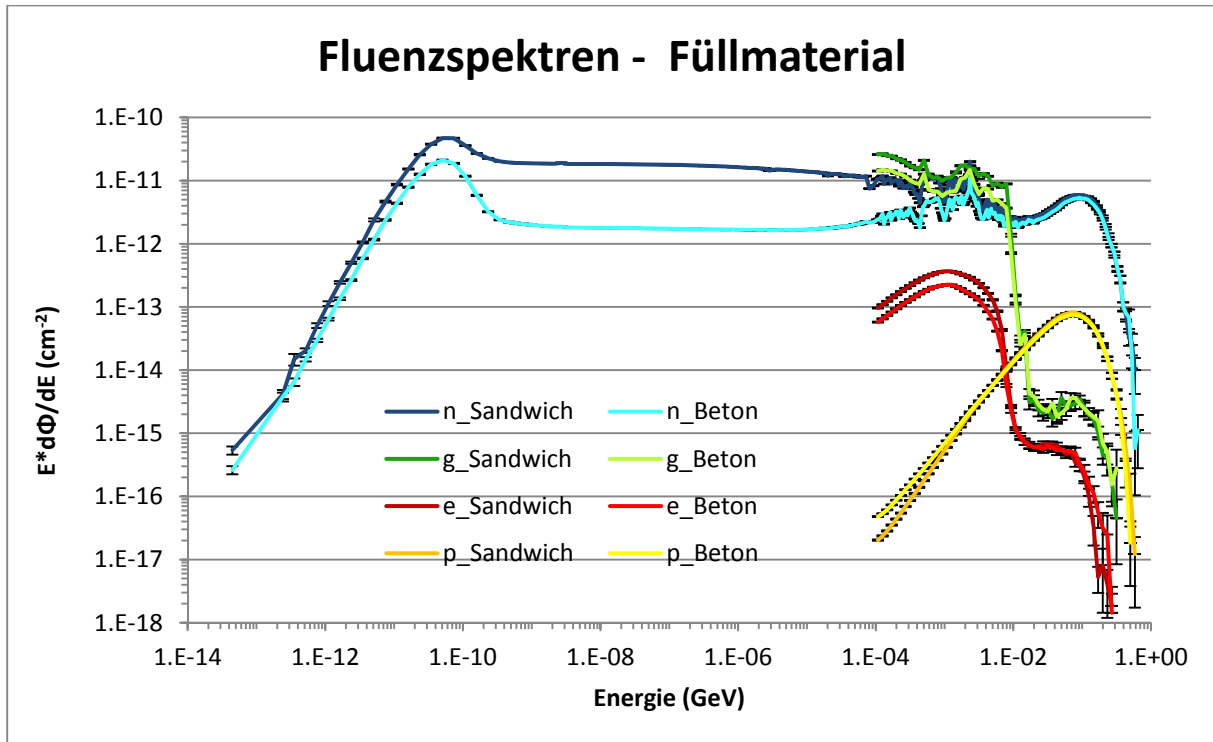


Abbildung 42 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) im Füllmaterial bei Sandwichbauweise bzw. im Beton bei Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV

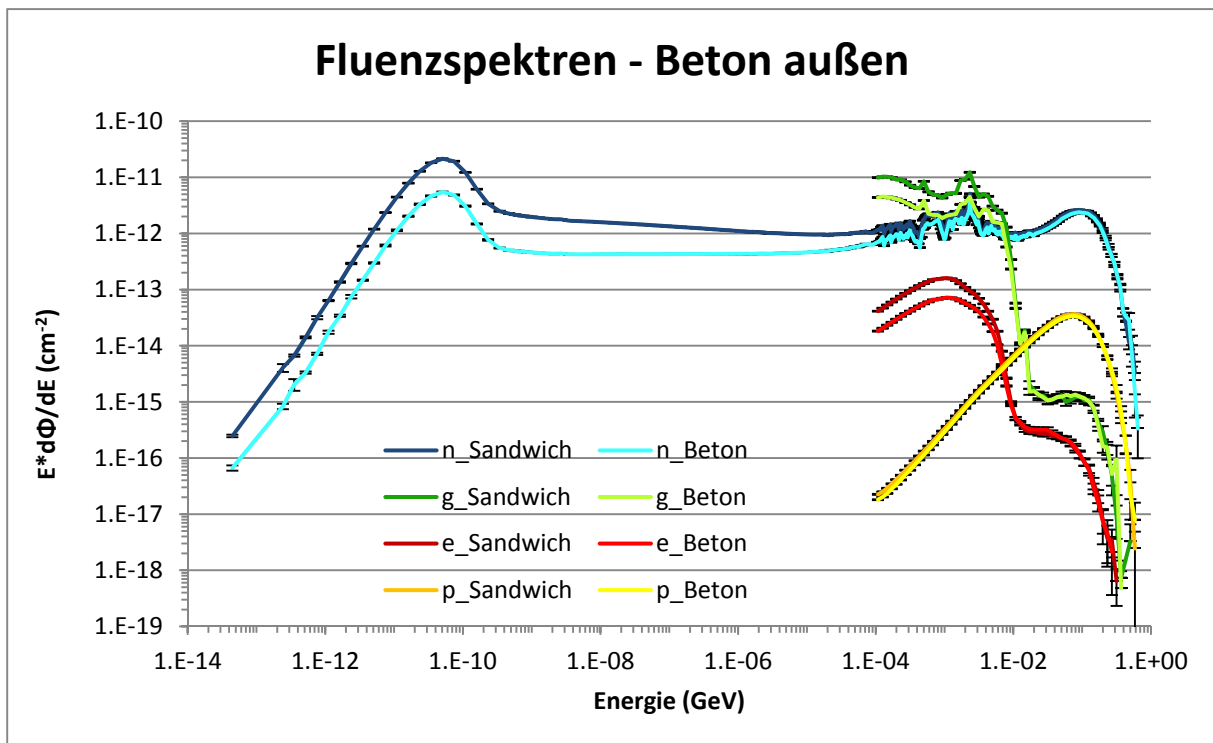


Abbildung 43 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) in der äußeren Betonschicht bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV

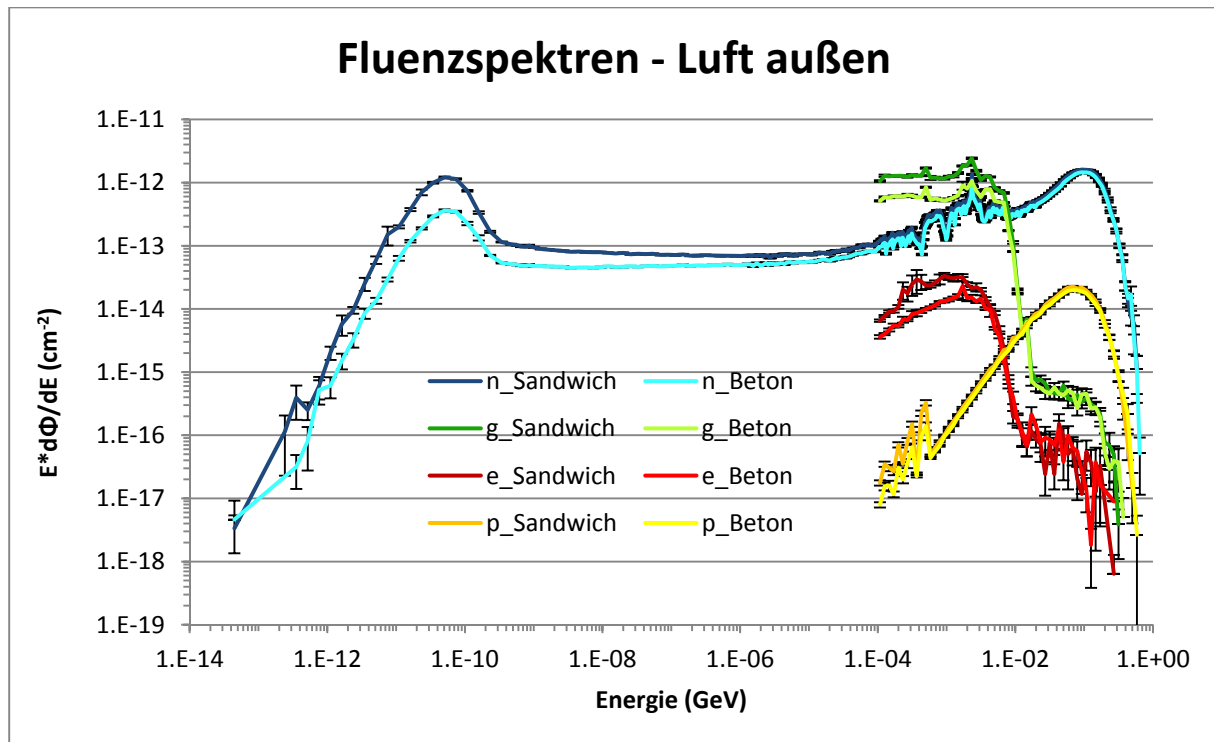


Abbildung 44 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) außerhalb der Abschirmwand bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV

Anders sieht es im Bereich mit dem schweren Füllmaterial aus (Abbildung 41), hier sieht man deutliche Unterschiede zwischen den Fluenzspektren in MagnaDense 8S und jenen im Schwerbeton. Besonders die niederenergetischen Neutronen unter 1 MeV weisen wieder eine sehr große Differenz auf, aber auch die Form der beiden Spektren unterscheidet sich in diesem Bereich stark von den Neutronenspektren in Beton. Das liegt daran, dass sowohl das schwere Füllmaterial als auch der Schwerbeton aus über 60 Gewichtsprozent Eisen bestehen, weshalb die beiden Neutronenspektren einem typischen Spektrum in Eisen ähneln. Die Merkmale dafür sind der fehlende thermische Neutronenpeak, was besonders beim MagnaDense 8S gut zu sehen ist, sowie das „Eisenloch“ bei 25 keV. Dieser scharfe Peak stammt von einem abrupten Abfall des elastischen Neutronenwirkungsquerschnitts von Eisen, was zu einer hohen Durchlässigkeit von Neutronen mit der entsprechenden Energie führt.

Da Eisen generell ein schlechter Neutronenmoderator ist, sind die Unterschiede in den Spektren wieder aufgrund der Materialzusammensetzung erklärbar. Wie man Tabelle 6 entnehmen kann, fehlen beim MagnaDense 8S, im Gegensatz zum Schwerbeton, die leichten Elemente Wasserstoff und Kohlenstoff als Stoßpartner für elastische Neutronenwechselwirkungen. Daher sieht man denselben Effekt wie schon zuvor im Aushubmaterial. Die niederenergetischen Neutronen werden im MagnaDense 8S weniger stark abgebremst und absorbiert als im Schwerbeton. Somit sind in letzterem nur etwa ein

Fünftel der Neutronen mit Energien zwischen 1 eV und 1 MeV vorhanden. Die fehlenden wurden von den Elementen mit kleiner Kernladungszahl thermalisiert, weshalb entsprechend mehr Neutronen mit Energien unter 100 meV vorkommen als im MagnaDense 8S. Es ist sogar ein leichter thermischer Peak bei etwa 50 meV zu erkennen. Da Neutronen über 10 keV deutlich mehr zu Dosis beitragen, als jene darunter, wird damit die höhere Dosis im schweren Füllmaterial MagnaDense 8S im Vergleich zum Schwerbeton erklärt.

Die Fluenzspektren der anderen Teilchen verhalten sich wieder wie zuvor in Kapitel 5.1 beschrieben.

Außerhalb des schweren Füllmaterials passiert im Wesentlichen dasselbe, wie schon in der mit normalem Beton beziehungsweise Aushubmaterial gefüllten Wand. Die Teilchen durchqueren noch eine dünne Schicht normales Füllmaterial und anschließend 30 cm Beton, bevor sie die Wand nach außen hin verlassen. Vergleicht man deshalb Abbildung 42 - Abbildung 44 mit Abbildung 34 - Abbildung 36, so sieht man einen sehr ähnlichen Verlauf der Fluenzspektren, wenn man von der absoluten Höhe absieht. Die Differenz der Neutronenspektren nimmt also nach außen hin wieder stetig ab, jedoch ist sie in der äußeren Betonschicht und auch außerhalb der Abschirmung bei der Sandwichbauweise etwas grösser, als bei der Betonbauweise – in Übereinstimmung mit den berechneten Dosisverhältnissen in Abbildung 23 (a).

6 Aktivierungsrechnungen

6.1 Simulationsparameter

Die Aktivierung der Materialien bei Sandwich- beziehungsweise Betonbauweise und die daraus resultierenden Ortsdosisleistungen werden anhand einer generischen FLUKA Simulation verglichen.

Hierfür wird der Betrieb im Bestrahlungsraum 1, in dem ausschließlich nichtklinischer Forschungsbetrieb vorgesehen ist, herangezogen. Dieser Raum scheint am besten geeignet, da aufgrund des Betriebes mit Protonen bis zu 800 MeV bei hohen Intensitäten im Bereich des in die Wand eingelassenen Strahlabsorbers mit den höchsten Aktivierungen des Wandmaterials zu rechnen ist. Außerdem beinhalten die seitlichen Wände, sowie die Decke des Raumes eine 2 m dicke Schicht aus schwerem Füllmaterial. Es kann davon ausgegangen werden, dass bei normalem Strahlbetrieb das schwere Füllmaterial nirgendwo stärker aktiviert wird als in diesem Bereich.

6.1.1 Simulationsgeometrie

Die zylindersymmetrische Simulationsgeometrie von Bestrahlungsraum 1 ist in Abbildung 45 dargestellt. Ein Eisenzylinder mit einer Länge von 1,5 m und einem Durchmesser von 0,5 m dient als Strahlabsorber und ist in der Verlängerung der Strahlachse in die Wand eingelassen. Das Target besteht aus einem zylindrischen Bleiplättchen mit einem Durchmesser von 7 cm und einer Dicke von 5 mm (vgl. UVP Dokumentation (1), Seite 214).

Um die Aktivierung in verschiedenen Wandteilen zu studieren, wurden vier zylindersymmetrische Bereiche ausgewählt. Diese werden im Weiteren mit TestVolumen1 bis TestVolumen4 bezeichnet und sind in Abbildung 46 dargestellt. TestVolumen1, 2 und 3 befinden sich in Bereichen der Abschirmung, die Aushubmaterial beziehungsweise Beton beinhalten. TestVolumen4 hingegen liegt zur Gänze in der Schicht mit schwerem Material. Tabelle 9 enthält das Volumen sowie das daraus resultierende Gewicht für diese vier Bereiche.

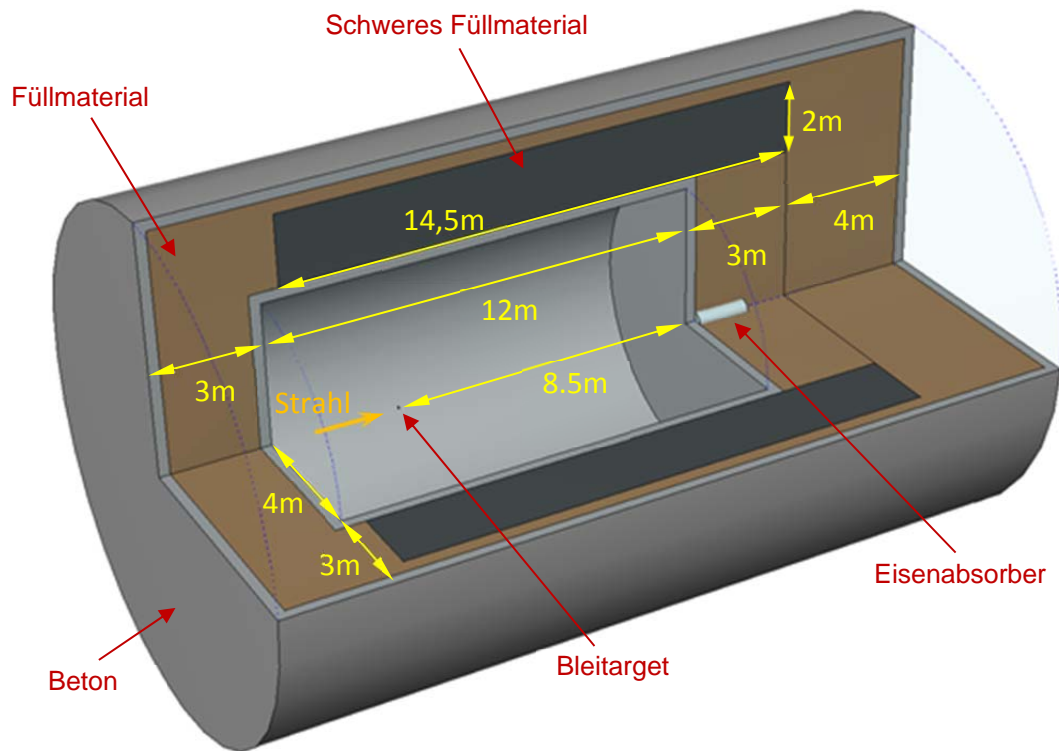


Abbildung 45 – Geometrie zur Simulation von Bestrahlungsraum 1. Die Seitenwand beinhaltet eine Schwermaterialschicht mit $4,0 \text{ g/cm}^3$.

Tabelle 9 – Volumen, Gewicht und Materialien der vier zylindrischen Wandabschnitte, welche für die Aktivitätsberechnungen verwendet werden.

Bezeichnung	Volumen [m ³]	Gewicht [t]	Füllmaterial	Betonsorte
TestVolumen1	2,36	5,66	Aushub	Normalbeton
TestVolumen2	18,52	44,44	Aushub	Normalbeton
TestVolumen3	58,09	139,41	Aushub	Normalbeton
TestVolumen4	180,96	723,82	MagnaDense 8S	Schwerbeton

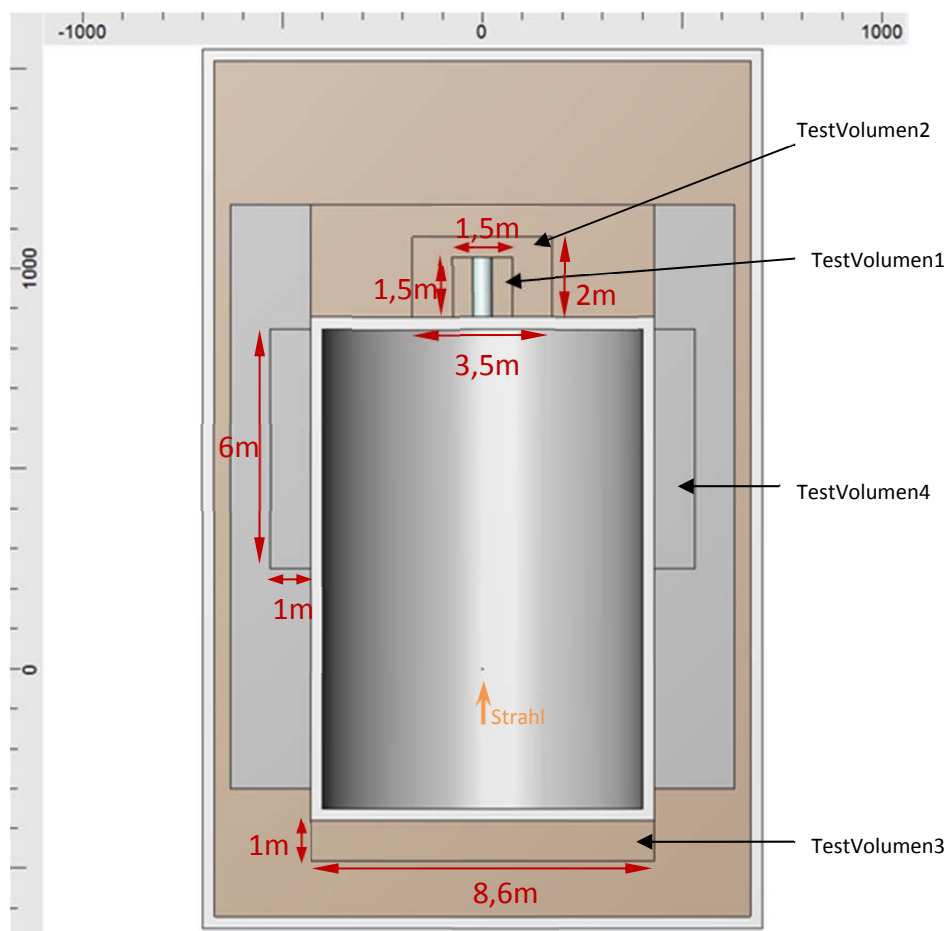


Abbildung 46 – Schnitt durch die Simulationsgeometrie. Die TestVolumen1 – 4 werden für den Vergleich der Aktivierung von Füllmaterial und Beton verwendet.

6.1.2 Betriebsszenario und Simulationsparameter

Für die nachfolgenden Berechnungen wird das Betriebsszenario herangezogen, welches schon im Zuge der Berechnungen für die UVP-Dokumentation (1) verwendet wurde. Dabei werden ausschließlich die Protonen mit einer kinetischen Energie von 800 MeV betrachtet. Die Bestrahlung des Bleitargets erfolgt über einen Zeitraum von 100 Jahren mit einer Intensität von 2×10^{16} Protonen pro Jahr und anschließend noch 1 Stunde lang mit der maximalen Intensität von 2×10^{10} Protonen pro Sekunde. Um die Unterschiede der kurz- sowie der langlebigen Isotope im Füllmaterial und im Beton zu analysieren, wird die Aktivität bei verschiedenen Abklingzeiten von 1 Minute bis zu 50 Jahren bestimmt.

Damit ergeben sich zusammenfassend folgende Simulationsparameter:

- Teilchen: Protonen mit einer kinetischen Energie von 800 MeV
- Bestrahlungszeiten: $3,15 \times 10^9$ s (100 Jahre) 3600 s
- Intensitäten: $6,34 \times 10^8$ Protonen/s 2×10^{10} Protonen/s
- Abklingzeiten: 1 Minute, 1 Stunde, 1 Tag, 1 Woche, 1 Monat, 1 Jahr, 10 Jahre, 50 Jahre

6.1.3 Vergleich der Aktivität mit den Freigabewerten

Um die beiden Bauweisen der Abschirmwände auch in Hinblick auf den Rückbau der Anlage zu vergleichen, wird untersucht, wann eine Freigabe nach §79 der Allgemeinen Strahlenschutzverordnung (AllgStrSchV) möglich ist. Dazu wird die Summe der Quotienten aus den berechneten Aktivitäten A_i der einzelnen Isotope und den Freigabewerten FG_i in der AllgStrSchV Anlage 1, Tabelle 1, Spalte 7 „Uneingeschränkte Freigabe von Bauschutt, Bodenaushub von mehr als 1000 t/a in Bq/g“ gebildet. Gilt für alle Isotope i des aktivierten Materials der Zusammenhang

$$\sum_i \frac{A_i}{FG_i} \leq 1$$

so kann das Material, nach entsprechender Freigabe, wie gewöhnlicher Bauschutt behandelt werden. Überschreitet die Summe den Wert 1 jedoch, so müssen die entsprechenden Wandteile hingegen als radioaktiver Abfall entsorgt werden.

Um auch jene Isotope zu berücksichtigen, für die kein Freigabewert in Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV gegeben ist, wird ein Freigabewert von 0,1 Bq/g angenommen, sofern ihre Aktivität mehr als 1‰ der Gesamtaktivität beträgt. Im Vergleich mit den in Spalte 7 angeführten Freigabewerten, wo von den 278 Werten zwischen 0,004 Bq/g und 10000 Bq/g nur 46 unter 0,1 Bq/g und davon nur 11 unter 0,05 Bq/g liegen, kann davon ausgegangen werden, dass der gewählte Freigabewert für die meisten Isotope deutlich zu niedrig liegt. Somit ermöglicht dieser einfache aber sehr konservative Ansatz zumindest eine obere Abschätzung für die Abklingzeit, welche für eine Freigabe notwendig ist.

Der Freigabesummenwert wird für die verschiedenen Zerfallszeiten zwischen „0 s“, also unmittelbar nach Strahlabschaltung, und 50 Jahren für die betrachteten Testvolumen berechnet. Für ein realistisches Rückbauszenarium sind Zeiten unter einem Monat sicher nicht relevant, da in diesem Dokument jedoch hauptsächlich die Aktivierung von Beton mit jener vom Füllmaterial der Sandwichbauweise verglichen werden soll, werden auch sehr kurze Zerfallszeiten betrachtet.

6.2 Ortsdosisleistung durch Aktivierung

Die Ortsdosisleistung im Bestrahlungsraum IR1, welche von der Aktivierung der bestrahlten Materialien herrührt, wurde für verschiedene Abklingzeiten von 1 Minute bis zu 1 Jahr im Fall der Sandwichbauweise und der herkömmlichen Betonbauweise berechnet. Die Ergebnisse sind in Abbildung 47, Abbildung 48 und Abbildung 49 dargestellt.

Es ist zu erkennen, dass der Strahlabsorber, sowie die davorliegenden 30 cm Beton und das Bleitarget am stärksten aktiviert werden und somit den größten Teil der Dosisleistung verursachen. Dementsprechend liegen die Unterschiede der Dosisleistungswerte innerhalb der Abschirmung bei Sandwichbauweise und Beton innerhalb der statistischen Unsicherheit. Etwas grösser sind die Unterschiede in der Abschirmwand selbst. Im normalen Füllmaterial um den Strahlabsorber, sowie entgegen der Strahlrichtung, findet man bis zu einem Faktor 2 höhere Werte als im Beton. Lateral zum Strahl im schweren Füllmaterial sind die Unterschiede zum Schwerbeton wiederum nicht signifikant. Aus Sicht des Strahlenschutzes sind die Dosiswerte innerhalb der Abschirmwände, also im Abschirmmaterial selbst jedoch nicht relevant. Vielmehr ist hier die Aktivierung ausschlaggebend, welche im nächsten Abschnitt untersucht wird.

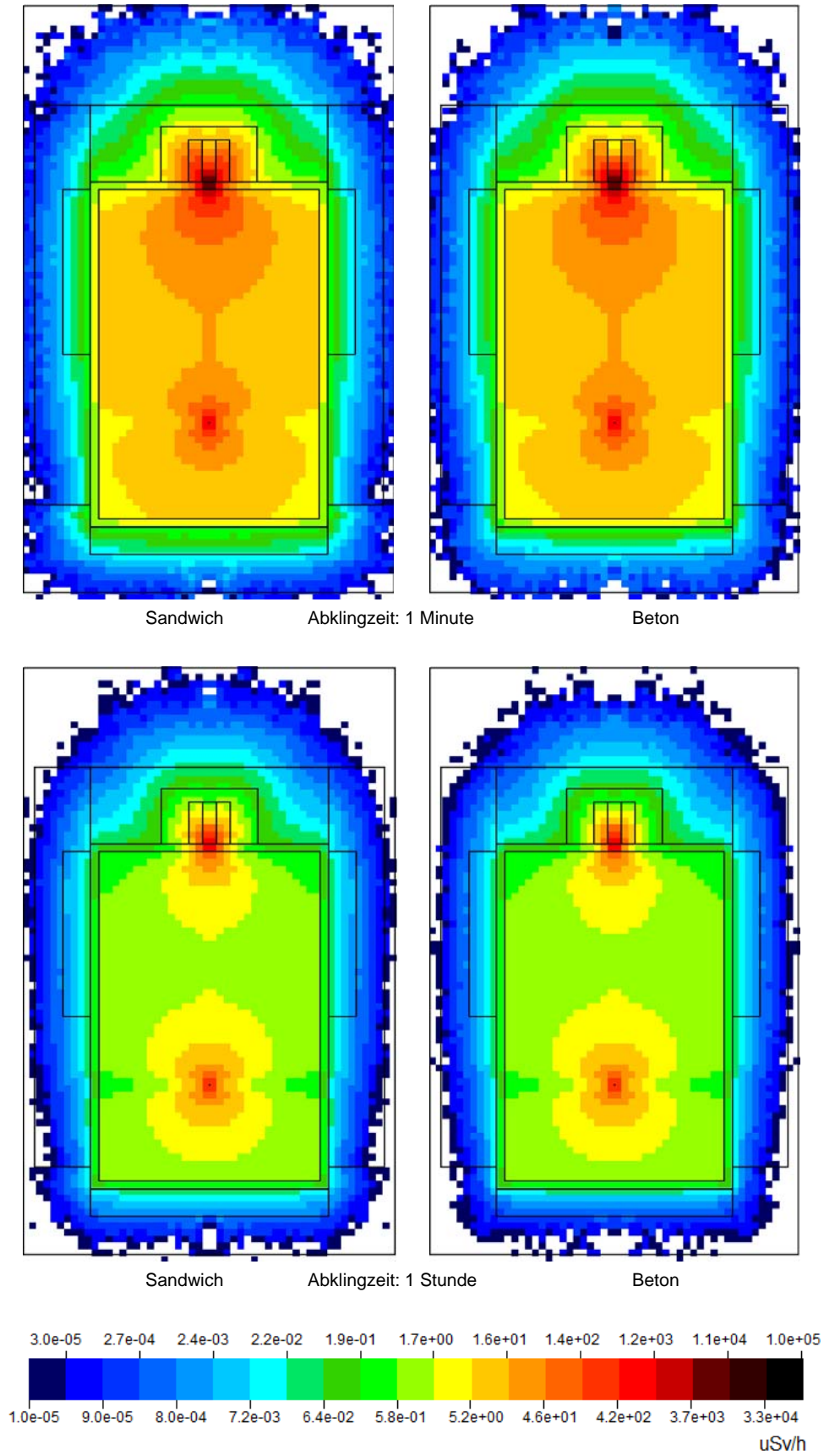


Abbildung 47 – Dosisraten in IR1 nach einer Abklingzeit von 1 Minute bzw. 1 Stunde. Vergleich von Sandwichbauweise (links) und Betonabschirmungen (rechts).

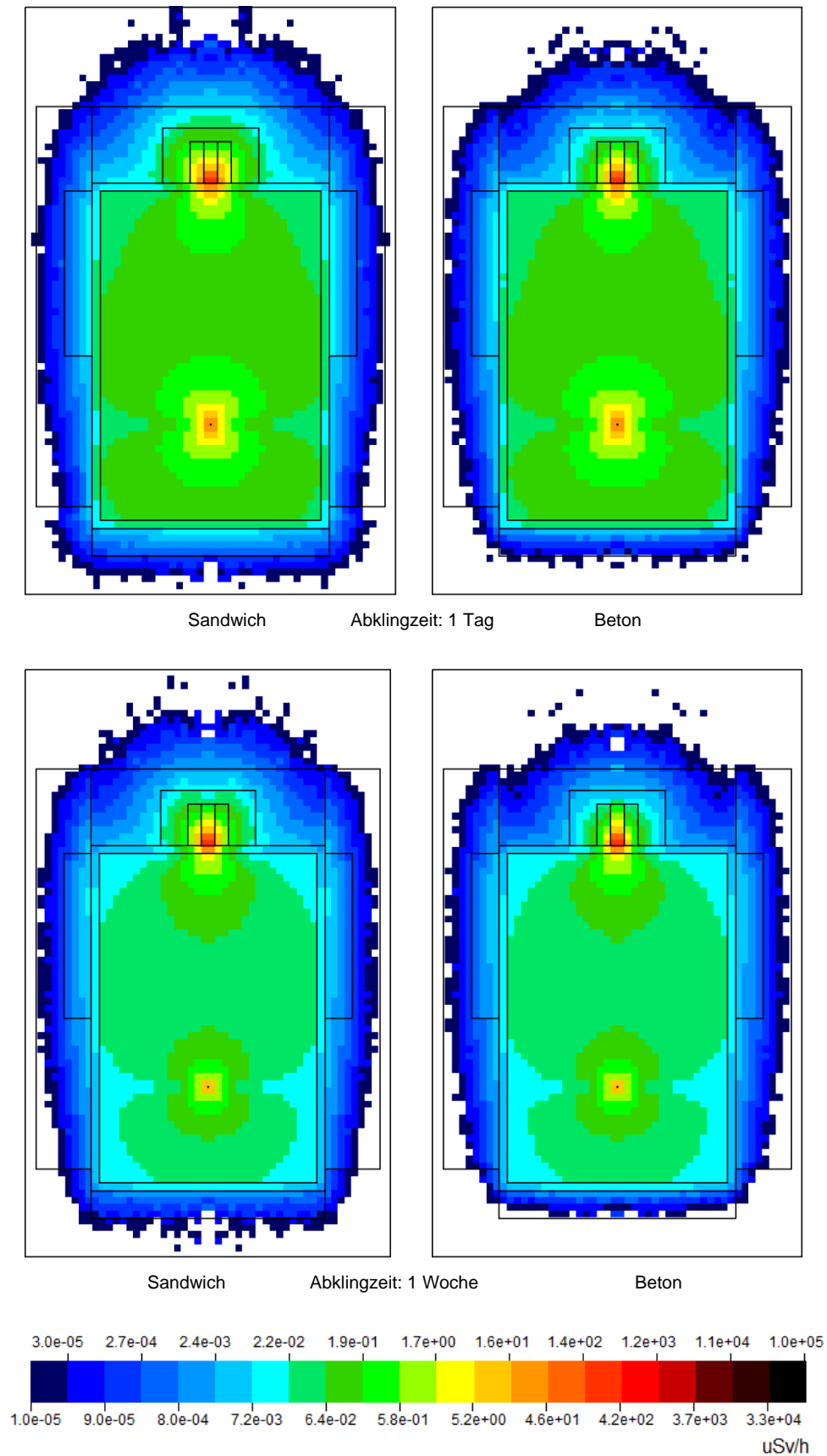


Abbildung 48 – Dosisraten in IR1 nach einer Abklingzeit von 1 Tag bzw. 1 Woche. Vergleich von Sandwichbauweise (links) und Betonabschirmungen (rechts).

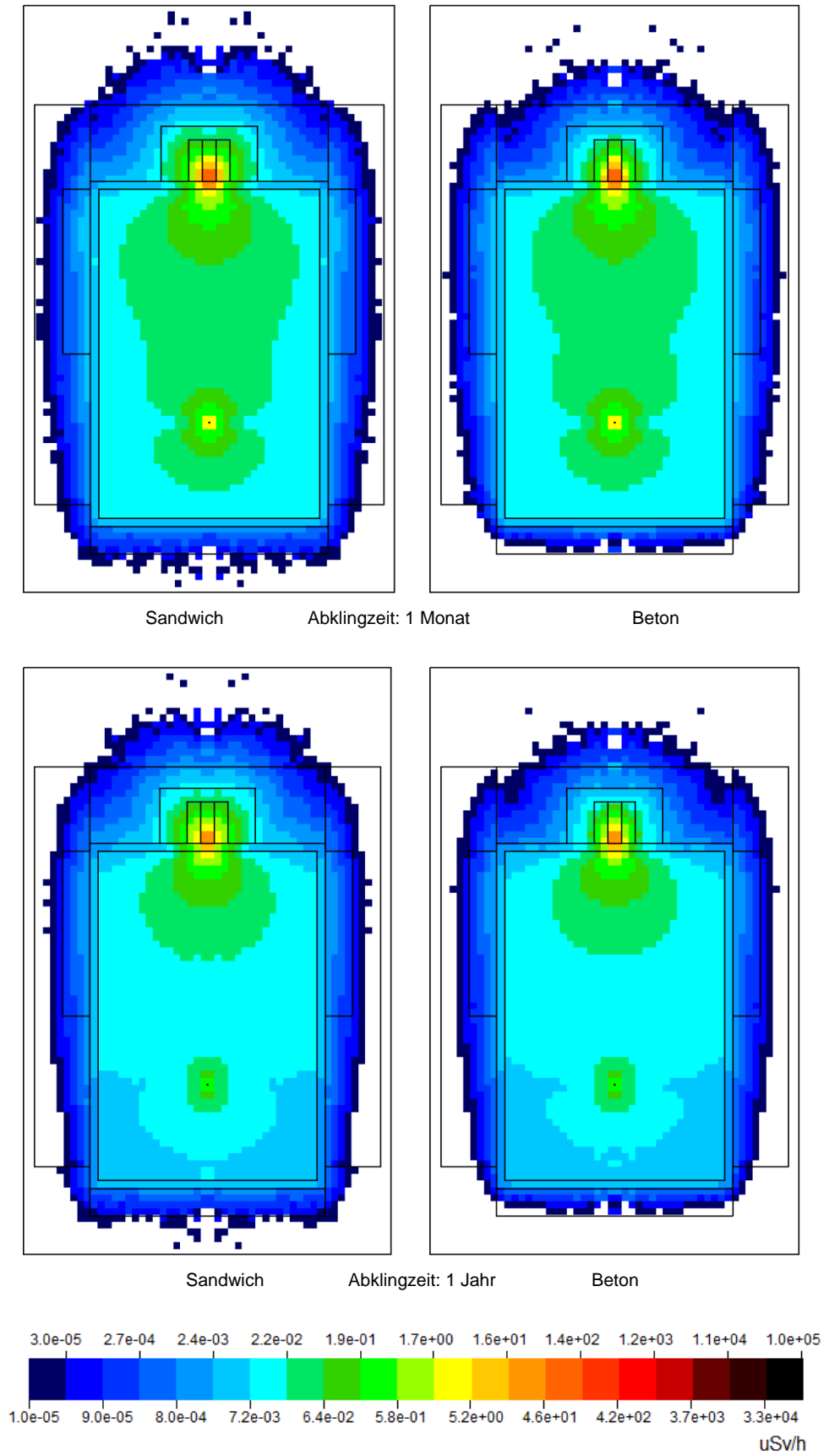


Abbildung 49 – Dosisraten in IR1 nach einer Abklingzeit von 1 Monat bzw. 1 Jahr. Vergleich von Sandwichbauweise (links) und Betonabschirmungen (rechts).

6.3 Aktivierung

In diesem Abschnitt wird ausschließlich die Aktivierung der Materialien untersucht und verglichen, unabhängig von der radiologischen Bewertung einzelner Isotope. Die radiologische Auswertung erfolgt in Abschnitt 6.4.

Die spezifische Aktivität wurde in den 4 Testvolumen für Zerfallszeiten von 0 Sekunden, was dem Zeitpunkt unmittelbar nach dem Bestrahlungsende entspricht, bis zu 50 Jahren berechnet. Tabelle 10 beinhaltet die Ergebnisse für Testvolumen1, direkt um den Strahlabsorber. Das Verhältnis der Aktivitäten zeigt, dass die Werte im leichten Füllmaterial zu denen im Beton um bis zu 25% abweichen, jedoch ist keine Tendenz erkennbar.

Es sind auch dieselben Isotope, die in den beiden Materialien den überwiegenden Beitrag zur Aktivität liefern. Betrachtet man die spezifische Aktivität der Isotope, ohne sie radiologisch zu werten, so dominieren nach einer Minute vor allem O-15 mit ungefähr 30% der Gesamtaktivität und Al-28 mit 25%. Beide Isotope haben eine Halbwertszeit (HWZ) von etwa 2 Minuten. Zusätzlich trägt auch C-11 mit 20% noch deutlich dazu bei. Da C-11 eine HWZ von 20,4 Minuten besitzt, dominiert es schließlich nach 1 Stunde mit 25% gefolgt von Ca-45 (HWZ: 5,5 Monate) und Ar-37 (HWZ: 1,2 Monate) mit jeweils 15%. Nach einer Zerfallszeit von 1 Tag kommt der Großteil der Aktivität von Ca-45 mit bis zu 40% und Ar-37 mit etwa 30%. Ab 1 Jahr ist der Hauptträger der Aktivität H-3 (HWZ: 12,3 Jahre), wobei dieses nach einer Zerfallszeit von 10 Jahren über 85% der Aktivität ausmacht. Eu-152 hingegen, das ausschließlich aus den Europium-Spurenelementen im Material erzeugt wird und eine Halbwertszeit von 13,5 Jahren hat, liefert nach 10 Jahren mit 3% einen relativ geringen Aktivitätsbeitrag. Nichtsdestotrotz ist es aus radiologischer Sicht nach 10 Jahren absolut dominierend, wie im nächsten Abschnitt 6.4 gezeigt wird.

Tabelle 10 – Vergleich der spezifischen Aktivität im **Testvolumen1** für unterschiedliche Zerfallszeiten bei Verwendung von leichtem Füllmaterial ($A_{\text{Füllung}}$) bzw. Beton (A_{Beton})

Zerfallszeit	$A_{\text{Füllung}}$ [Bq/g]	Relative Unsicherheit	A_{Beton} [Bq/g]	Relative Unsicherheit	$A_{\text{Füllung}} / A_{\text{Beton}}$
0 s	4,64E+02	0,04%	3,78E+02	0,04%	1,23
1 min	2,77E+02	0,05%	2,22E+02	0,05%	1,25
1 h	2,71E+01	0,05%	2,71E+01	0,06%	1,00
1 d	1,08E+01	0,05%	1,21E+01	0,04%	0,89
1 w	9,24E+00	0,05%	1,11E+01	0,05%	0,83
1 m	7,87E+00	0,06%	9,17E+00	0,05%	0,86
1 y	3,79E+00	0,08%	3,44E+00	0,08%	1,10
10 y	1,63E+00	0,10%	1,49E+00	0,10%	1,09
50 y	2,49E-01	0,10%	2,72E-01	0,08%	0,91

Tabelle 11 zeigt das Ergebnis für Testvolumen2, das unmittelbar an Testvolumen1 angrenzt und ebenso das normale Füllmaterial mit Beton vergleicht. Im Unterschied zu TestVolumen1 liegt hier die Aktivität im Füllmaterial für alle Zerfallszeiten mit 14% - 78% über der in Beton.

Testvolumen3 besteht ebenso wie beiden zuvor betrachteten Volumen aus normalem Füllmaterial, jedoch befindet es sich in der Wand hinter dem Target, also entgegengesetzt zur Strahlrichtung. Wie die Ergebnisse in Tabelle 12 zeigen, ist hier die Aktivität im Füllmaterial nach einer Zerfallszeit von 1 Minute mehr als einen Faktor 2 über der im Beton. Das Verhältnis pendelt sich jedoch für längere Abklingzeiten um den Wert 1 ein.

Tabelle 11 – Vergleich der spezifischen Aktivität im **Testvolumen2** für unterschiedliche Zerfallszeiten bei Verwendung von leichtem Füllmaterial ($A_{\text{Füllung}}$) bzw. Beton (A_{Beton})

Zerfallszeit	$A_{\text{Füllung}}$ [Bq/g]	Relative Unsicherheit	A_{Beton} [Bq/g]	Relative Unsicherheit	$A_{\text{Füllung}} / A_{\text{Beton}}$
0 s	2,48E+01	0,07%	1,53E+01	0,07%	1,62
1 min	1,52E+01	0,09%	8,56E+00	0,09%	1,78
1 h	1,48E+00	0,10%	9,72E-01	0,10%	1,52
1 d	6,16E-01	0,09%	4,34E-01	0,08%	1,42
1 w	5,23E-01	0,09%	3,96E-01	0,09%	1,32
1 m	4,49E-01	0,10%	3,19E-01	0,09%	1,41
1 y	2,04E-01	0,13%	1,34E-01	0,14%	1,52
10 y	8,12E-02	0,16%	6,84E-02	0,16%	1,19
50 y	1,33E-02	0,14%	1,17E-02	0,15%	1,14

Tabelle 12 – Vergleich der spezifischen Aktivität im **Testvolumen3** für unterschiedliche Zerfallszeiten bei Verwendung von leichtem Füllmaterial ($A_{\text{Füllung}}$) bzw. Beton (A_{Beton})

Zerfallszeit	$A_{\text{Füllung}}$ [Bq/g]	Relative Unsicherheit	A_{Beton} [Bq/g]	Relative Unsicherheit	$A_{\text{Füllung}} / A_{\text{Beton}}$
0 s	1,69E-01	0,49%	8,23E-02	0,58%	2,05
1 min	1,12E-01	0,55%	5,27E-02	0,66%	2,12
1 h	1,10E-02	0,65%	9,14E-03	0,65%	1,20
1 d	4,87E-03	0,54%	4,57E-03	0,49%	1,07
1 w	4,02E-03	0,60%	4,18E-03	0,51%	0,96
1 m	3,43E-03	0,63%	3,45E-03	0,54%	1,00
1 y	1,21E-03	0,81%	9,74E-04	0,84%	1,24
10 y	3,38E-04	1,17%	2,84E-04	1,35%	1,19
50 y	7,92E-05	0,77%	7,96E-05	0,83%	0,99

Vergleicht man die Ergebnisse der Testvolumen1, 2 und 3 für das normale Füllmaterial miteinander, so zeigt sich in allen drei Fällen derselbe Verlauf der Aktivitätsverhältnisse von

Füllmaterial zu Beton. Nach einer Minute ist die Aktivität im Füllmaterial deutlich höher, reduziert sich danach bis zu einer Woche jedoch schneller als bei Beton. Zwischen einer Woche und einem Jahr nimmt die Aktivität im Beton wiederum schneller ab, was sich danach wieder umdreht. Eine quantitative Beschreibung der unterschiedlichen Aktivitätsabnahmen ist aufgrund der Vielzahl an Isotopen, die zur Gesamtaktivität beitragen (siehe z.B. Tabelle 14), nicht möglich, aber der Verlauf lässt sich qualitativ anhand der Isotope mit dem höchsten Aktivitätsbeitrag beschreiben.

So findet man im Füllmaterial mehr Al-28 und Na-24 als im Beton. Umgekehrt überwiegen im Beton vor allem Ar-37 und das langlebige Ar-39. Die Aktivitätskonzentrationen von O-15, C-11 und H-3 sind nahezu gleich in beiden Materialien. Die Kalzium Isotope Ca-45 und Ca-41 sind nur in Testvolumen2 im Füllmaterial höher als in Beton. In den beiden anderen Volumina ist es genau umgekehrt. Zieht man nun die Zerfallszeiten der Isotope in Betracht, so erklärt sich die anfänglich raschere Aktivitätsabnahme im Füllmaterial durch den Zerfall von Al-28 und Na-24. Nach 1 Woche überwiegt der Zerfall von Ar-37 weshalb wiederum die Aktivität in Beton rascher rückgängig ist. Zwischen 10 und 50 Jahren nimmt die Aktivität von H-3 allmählich ab und der Einfluss von Ar-39 und Ca-41 nimmt zu, daher reduziert sich die Aktivität im Beton abermals etwas langsamer als im Füllmaterial.

Zum Vergleich von schwerem Füllmaterial MagnaDense 8S mit Schwerbeton wird Testvolumen4, in der Wand lateral zum Target betrachtet. Das Verhältnis der Aktivitäten in Tabelle 13 zeigt, dass die Aktivität im Füllmaterial für alle Abklingzeiten über der in Schwerbeton liegt, jedoch mit maximal 7%, was, verglichen mit der Differenz beim leichten Füllmaterial, sehr gering ist. Die spezifischen Aktivitäten selbst liegen in der Größenordnung von Testvolumen3.

Tabelle 13 – Vergleich der spezifischen Aktivität im **Testvolumen4** für unterschiedliche Zerfallszeiten bei Verwendung von MagnaDense 8S (A_{Magna}) bzw. Schwerbeton ($A_{\text{Schwerbeton}}$)

Zerfallszeit	A_{Magna} [Bq/g]	Relative Unsicherheit	$A_{\text{Schwerbeton}}$ [Bq/g]	Relative Unsicherheit	$A_{\text{Magna}} / A_{\text{Schwerbeton}}$
0 s	1,28E-01	0,18%	1,24E-01	0,17%	1,03
1 min	9,18E-02	0,18%	8,87E-02	0,18%	1,04
1 h	2,58E-02	0,12%	2,42E-02	0,13%	1,07
1 d	1,61E-02	0,11%	1,54E-02	0,10%	1,05
1 w	1,54E-02	0,11%	1,48E-02	0,10%	1,04
1 m	1,42E-02	0,11%	1,37E-02	0,10%	1,04
1 y	9,65E-03	0,13%	9,35E-03	0,11%	1,03
10 y	1,24E-03	0,23%	1,23E-03	0,21%	1,01
50 y	6,68E-05	0,51%	6,41E-05	0,49%	1,04

Bei sehr kurzen Zerfallszeiten bis zu einer Minute, dominieren auch hier vor allem O-15 mit 30% der Gesamtaktivität und C-11 mit 10%. Danach stammt jedoch der Großteil der Aktivität von Fe-55 mit bis zu 40% nach einer Stunde und sogar über 75% Gesamtaktivität nach 1 Jahr. Im selben Zeitraum liefert Mn-54 mit ungefähr 20% den zweithöchsten Anteil. Nach 10 Jahren bestimmt nach wie vor Fe-55 mit 60% die Aktivität, dazu kommen aber 38 % von H-3. Nach 50 Jahren schließlich dominiert auch hier H-3 mit über 75%.

6.4 Freigabe nach Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV

Um eine radiologische Bewertung der berechneten Aktivitäten zu erhalten, sollen im Folgenden die unterschiedlichen Wandmaterialien auf die Möglichkeit einer uneingeschränkten Freigabe untersucht werden. Dazu werden die Freigabewerte aus der AllgStrSchV, Anlage 1, Tabelle 1, Spalte 7 verwendet.

In Tabelle 14 sind die Aktivitäten aller Isotope im Füllmaterial und im Beton nach einer Zerfallszeit von 1 Jahr für Testvolumen1 aufgelistet. Ebenso zeigt die Tabelle die zugehörigen Freigabewerte, sowie die berechneten Quotienten aus Aktivität und Freigabewert für Füllmaterial und Beton. Die letzte Zeile der Tabelle beinhaltet die Summe der Aktivitäten sowie der berechneten Quotienten. Vergleicht man diese Summenwerte, fällt sofort auf, dass sich die Gesamtaktivität von Füllmaterial und Beton nur um 10% unterscheiden, während die Summe der Quotienten aus Aktivität und Freigabewert vom Füllmaterial fast doppelt so hoch ist, wie für Beton. Der Grund dafür liegt darin, dass die Aktivität nach 1 Jahr hauptsächlich durch H-3 verursacht wird, während für die Freigabe vor allem Na-22, Co-60, Eu-152 sowie die konservativ gewichteten Isotope Ar-39 und Ca-41 entscheidend sind. Trotz der relativen Unterschiede, liegen die Summenwerte $\sum A_i/FG_i$ in beiden Fällen - Füllmaterial und Beton - nach 1 Jahr Abklingzeit noch immer deutlich über 1 und müssen daher als radioaktiv angesehen werden.

Die Berechnungen, welche in Tabelle 14 beispielhaft für eine Abklingzeit von 1 Jahr angeführt sind, wurden für alle weiteren Abklingzeiten gemacht. Die erhaltenen Summenwerte $\sum A_i/FG_i$ sind in Abbildung 50 dargestellt. Die dunklen Balken zeigen die Summe aller Isotope, für die ein Freigabewert in Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV vorhanden ist, während die hellen Balken jenen Summenwert angeben, der auch die Isotope mit dem gewählten Freigabewert von 0,1 Bq/g berücksichtigt. Aufgrund dieser sehr konservativen Annahme für den selbstgewählten Freigabewert, stellen die hellen Balken somit eine obere Grenze für die realistische Summe dar.

6 - Aktivierungsrechnungen

Tabelle 14 – Spezifische Aktivität A mit Unsicherheit ΔA der radioaktiven Isotope im Füllmaterial sowie im Beton für **Testvolumen1** nach einer Abklingzeit von 1 Jahr. Auch die Quotienten der beiden Aktivitäten, sowie der Aktivitäten zu den Freigabewerten (FG) aus Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV sind angeführt.

Rot markiert sind Werte für die kein FG in der AllgStrSchV existiert. Stattdessen wurde ein konservativer FG von 0,1 Bq/g angenommen. Isomere sind mit einem „m“ hinter dem Isotopennamen gekennzeichnet.

Abklingzeit: 1 Jahr

Isotop	$A_{\text{Füllung}}$ Bq/g	$\Delta A_{\text{Füllung}}$ Bq/g	A_{Beton} Bq/g	ΔA_{Beton} Bq/g	$A_{\text{Füllung}} / A_{\text{Beton}}$	FG (Spalte 7) Bq/g	$A_{\text{Füllung}} / \text{FG}$	$A_{\text{Beton}} / \text{FG}$
H-3	2,30E+00	2,30E-03	2,10E+00	2,10E-03	1,09	60	3,84E-02	3,51E-02
Be-7	6,64E-03	1,33E-05	6,00E-03	1,20E-05	1,11	30	2,21E-04	2,00E-04
Be-10	1,77E-05	3,55E-08	1,61E-05	3,22E-08	1,10			
C-14	8,72E-03	1,74E-05	8,32E-03	1,66E-05	1,05	10	8,72E-04	8,32E-04
Na-22	4,30E-01	8,61E-04	9,78E-02	3,91E-04	4,40	0,1	4,30E+00	9,78E-01
Al-26	1,12E-05	3,37E-08	7,58E-06	3,03E-08	1,48			
Si-32	3,40E-04	1,63E-05	5,57E-04	2,06E-05	0,61			
P-32	1,76E-08	8,79E-11	2,93E-08	8,80E-11	0,60	20	8,79E-10	1,47E-09
P-33	1,44E-06	1,15E-08	2,30E-06	1,38E-08	0,63	200	7,18E-09	1,15E-08
S-35	2,97E-03	1,78E-05	5,68E-03	2,84E-05	0,52	1000	2,97E-06	5,68E-06
Cl-36	1,67E-04	3,35E-07	2,51E-04	2,51E-07	0,67	1	1,67E-04	2,51E-04
Ar-37	1,93E-03	1,93E-06	2,88E-03	2,88E-06	0,67			
Ar-39	5,56E-02	1,67E-04	7,08E-02	2,13E-04	0,78	0,1	5,56E-01	7,08E-01
Ar-42	1,03E-03	4,53E-05	1,55E-03	5,59E-05	0,66			
K-40	4,16E-07	4,16E-10	3,67E-07	3,67E-10	1,13	0,8	5,20E-07	4,59E-07
K-42	9,18E-08	5,51E-10	1,39E-07	1,11E-09	0,66	0,8	1,15E-07	1,73E-07
Ca-41	3,65E-02	3,65E-05	5,93E-02	0,00E+00	0,61	0,1	3,65E-01	5,93E-01
Ca-45	5,41E-01	5,41E-04	8,88E-01	8,88E-04	0,61	400	1,35E-03	2,22E-03
Ca-47	8,73E-27	1,13E-28	1,44E-26	1,30E-28	0,60	0,2	4,36E-26	7,22E-26
Sc-44	2,43E-08	5,10E-10	9,53E-09	2,86E-10	2,55			
Sc-46	2,40E-04	3,36E-06	1,15E-04	2,41E-06	2,09	0,1	2,40E-03	1,15E-03
Sc-47	5,75E-27	6,91E-29	9,52E-27	8,57E-29	0,60	3	1,92E-27	3,17E-27
Ti-44	3,50E-04	2,45E-05	1,37E-04	1,33E-05	2,55			
V-48	4,44E-10	9,33E-12	1,00E-10	7,01E-12	4,44	0,08	5,55E-09	1,25E-09
V-49	2,77E-03	6,09E-05	6,01E-04	2,22E-05	4,61			
Cr-51	1,18E-06	1,65E-08	2,61E-07	8,61E-09	4,51	8	1,47E-07	3,26E-08
Mn-52	8,30E-23	1,74E-24	1,79E-23	7,89E-25	4,63	0,06	1,38E-21	2,99E-22
Mn-53	4,04E-07	4,44E-09	8,46E-08	1,95E-09	4,78	1000	4,04E-10	8,46E-11
Mn-54	9,54E-03	8,58E-05	2,03E-03	4,07E-05	4,69	0,3	3,18E-02	6,78E-03
Fe-55	2,06E-01	6,18E-04	4,49E-02	2,69E-04	4,59	200	1,03E-03	2,24E-04
Fe-59	2,28E-05	5,71E-07	4,27E-06	1,92E-07	5,34	0,2	1,14E-04	2,14E-05
Co-56	1,42E-05	1,14E-06	2,75E-06	3,82E-07	5,19	0,06	2,37E-04	4,58E-05

Fortsetzung Tabelle 14

Isotop	$A_{\text{Füllung}}$	$\Delta A_{\text{Füllung}}$	A_{Beton}	ΔA_{Beton}	$\frac{A_{\text{Füllung}}}{A_{\text{Beton}}}$	FG (Spalte 7)	$\frac{A_{\text{Füllung}}}{\text{FG}}$	$\frac{A_{\text{Beton}}}{\text{FG}}$
	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g		Bq/g		
Co-57	7,98E-06	2,43E-06	6,21E-06	2,54E-06	1,29	3	2,66E-06	2,07E-06
Co-58	1,25E-06	1,75E-07	5,49E-07	1,20E-07	2,28	0,2	6,26E-06	2,75E-06
Co-60	5,71E-02	6,28E-04	4,85E-02	4,36E-04	1,18	0,09	6,35E-01	5,38E-01
Rh-103m			4,25E-14	4,21E-14		7000	0,00E+00	6,07E-18
Pd-103			8,06E-13	7,98E-13		300	0,00E+00	2,69E-15
Te-121			6,69E-13	6,62E-13				
Te-123	1,55E-17	1,54E-17	1,55E-17	1,54E-17	1,00			
Te-125m	1,39E-08	1,37E-08				60	2,31E-10	0,00E+00
I-125	3,22E-08	3,19E-08	3,22E-08	2,25E-08	1,00	3	1,07E-08	1,07E-08
Xe-127	4,40E-09	2,66E-09	2,20E-09	2,18E-09	2,00			
Xe-129m	5,38E-19	5,33E-19	1,08E-18	7,54E-19	0,50			
Xe-131m	2,11E-15	1,19E-15	7,04E-16	6,97E-16	3,00			
Cs-131	1,28E-16	4,01E-17	5,38E-16	2,23E-16	0,24	200	6,41E-19	2,69E-18
Cs-132	1,12E-22	4,30E-23	1,32E-22	6,50E-23	0,85	0,3	3,73E-22	4,38E-22
Cs-134	3,02E-02	2,72E-04	1,50E-02	1,81E-04	2,01	0,1	3,02E-01	1,50E-01
Ba-131			1,18E-15	8,24E-16		0,5	0,00E+00	2,35E-15
Pm-143	1,91E-11	1,89E-11						
Sm-146	1,30E-17	1,28E-17	1,30E-17	1,28E-17	1,00			
Sm-147	1,46E-15	1,45E-15						
Eu-147	6,41E-11	6,35E-11						
Eu-149	1,49E-07	1,48E-07	1,49E-07	1,48E-07	1,00			
Eu-150	9,41E-07	9,31E-07	9,41E-07	9,31E-07	1,00			
Eu-152	8,28E-02	6,63E-04	8,17E-02	5,72E-04	1,01	0,2	4,14E-01	4,08E-01
Eu-154	9,20E-03	2,39E-04	6,45E-03	2,13E-04	1,42	0,2	4,60E-02	3,23E-02
Gd-150	3,86E-11	3,82E-11	3,86E-11	3,82E-11	1,00			
Gd-152	3,29E-14	2,30E-16	3,24E-14	2,27E-16	1,01			
Gesamt	3,79E+00	2,78E-03	3,44E+00	2,68E-03	1,10	$\sum A_i / \text{FG}_i$	6,70E+00	3,46E+00

Vergleicht man die Ergebnisse für Füllmaterial und Beton aus Abbildung 50, welche nur mit den Freigabewerten der AllgStrSchV, Spalte 7 berechnet wurden (dunkle Balken), erkennt man, dass der Summenwert für das Füllmaterial bis zu einer Zerfallszeit von 10 Jahren deutlich über dem von Beton liegt. Der größte Unterschied ergibt sich nach einem Monat mit einem Faktor von 2,78. Außerdem bleiben die Werte bis zu einem Jahr relativ konstant, da der Hauptbeitrag von Na-22, mit einer HWZ von 2,6 Jahren, stammt. Erst nach 10 Jahren sind die Werte soweit abgefallen, dass sie unter dem Grenzwert von 1 liegen, wobei Beton den Grenzwert deutlich unterschreitet, während das Füllmaterial mit 0,91 sehr nahe am Grenzwert liegt. Nach einer Abklingzeit von 50 Jahren sinken die Werte beider Materialien mehr als eine Größenordnung unter den Grenzwert und sind nahezu ident, da der Hauptanteil am Summenwert mit fast 90% von Eu-152 bestimmt wird.

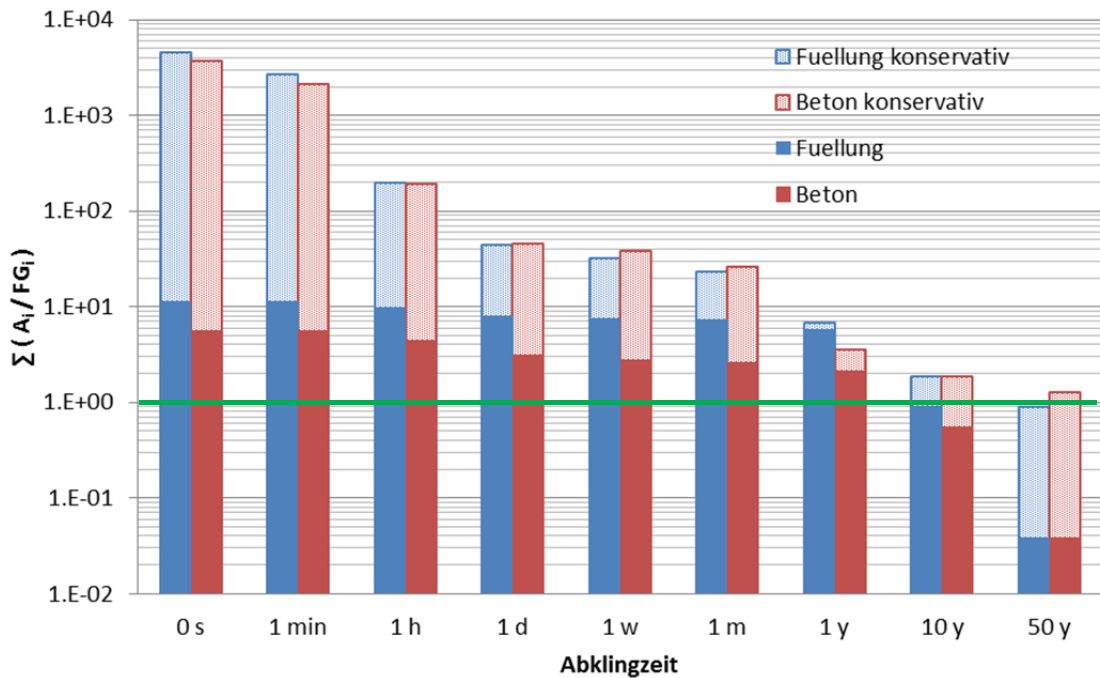


Abbildung 50 – Summe der Quotienten aus Aktivität (A_i) und Freigabewerte (FG_i) der radioaktiven Isotope i in **TestVolumen1** für unterschiedliche Abklingzeiten. Die dunklen Balken zeigen die Summe aller Isotope i , für die ein Freigabewert in Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV gegeben ist. Die hellen Balken beinhalten auch jene Isotope für die ein konservativer Freigabewert von $0,1 \text{ Bq/g}$ angenommen wurde.

Die Situation stellt sich anders dar, wenn man die Isotope ohne Freigabewert in der AllgStrSchV mitberücksichtigt. In diesem Fall sind die Unterschiede zwischen Füllmaterial und Beton deutlich kleiner und die Werte des Betons liegen teilweise über denen des Füllmaterials. Interessant ist auch, dass die Werte nach einer Abklingzeit von 1 Jahr nur geringfügig höher sind, als jene, die nur mit den Freigabewerten aus Spalte 7 der AllgStrSchV berechnet wurden, während die Differenz zu niedrigeren und höheren Abklingzeiten hin stark zunimmt. Das lässt sich dadurch erklären, dass besonders für sehr kurzlebige beziehungsweise sehr langlebige Radionuklide häufig keine Freigabewerte gegeben sind. So kommt der zusätzliche Beitrag nach 1 Minute vor allem von O-15 und Al-28, nach 1 Stunde von C-11 und zwischen 1 Tag und 1 Monat von Ar-37. Nach 50 Jahren machen Ar-39 und Ca-41 den Großteil der Differenz aus.

Diese Differenz bestätigt auch, dass der selbstgewählte Freigabewert von $0,1 \text{ Bq/g}$ sehr niedrig ist und das Ergebnis daher deutlich überschätzt. Ausgehend von diesem konservativen Ansatz muss man 50 Jahre warten, um das Füllmaterial in TestVolumen1 freigeben zu können; im Fall von Beton sogar noch länger.

Tabelle 15 – Spezifische Aktivität A mit Unsicherheit ΔA der radioaktiven Isotope im Füllmaterial sowie im Beton für **Testvolumen2** nach einer Abklingzeit von 1 Jahr. Auch die Quotienten der beiden Aktivitäten, sowie der Aktivitäten zu den Freigabewerten (FG) aus Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV sind angeführt.

Rot markiert sind Werte für die kein FG in der AllgStrSchV existiert. Stattdessen wurde ein konservativer FG von 0,1 Bq/g angenommen. Isomere sind mit einem „m“ hinter dem Isotopennamen gekennzeichnet.

Abklingzeit: 1 Jahr

Isotop	$A_{\text{Füllung}}$ Bq/g	$\Delta A_{\text{Füllung}}$ Bq/g	A_{Beton} Bq/g	ΔA_{Beton} Bq/g	$A_{\text{Füllung}} / A_{\text{Beton}}$	FG (Spalte 7) Bq/g	$A_{\text{Füllung}} / \text{FG}$	$A_{\text{Beton}} / \text{FG}$
H-3	1,10E-01	2,21E-04	1,01E-01	2,02E-04	1,09	60	1,84E-03	1,68E-03
Be-7	2,83E-04	8,48E-07	2,57E-04	7,72E-07	1,10	30	9,42E-06	8,58E-06
Be-10	8,69E-07	3,48E-09	7,88E-07	2,37E-09	1,10			
C-14	4,38E-04	1,31E-06	4,21E-04	1,26E-06	1,04	10	4,38E-05	4,21E-05
Na-22	1,99E-02	5,98E-05	4,30E-03	3,01E-05	4,64	0,1	1,99E-01	4,30E-02
Al-26	5,27E-07	3,16E-09	3,35E-07	2,35E-09	1,57			
Si-32	1,54E-05	1,27E-06	2,30E-05	1,70E-06	0,67			
P-32	8,00E-10	6,40E-12	1,24E-09	6,18E-12	0,65	20	4,00E-11	6,18E-11
P-33	6,88E-08	1,10E-09	1,11E-07	1,11E-09	0,62	200	3,44E-10	5,53E-10
S-35	1,56E-04	1,56E-06	2,66E-04	2,13E-06	0,59	1000	1,56E-07	2,66E-07
Cl-36	8,76E-06	2,63E-08	1,32E-05	2,65E-08	0,66	1	8,76E-06	1,32E-05
Ar-37	9,86E-05	9,86E-08	1,24E-04	1,24E-07	0,80			
Ar-39	2,95E-03	1,47E-05	3,85E-03	1,54E-05	0,77	0,1	2,95E-02	3,85E-02
Ar-42	5,55E-05	3,27E-06	8,29E-05	4,48E-06	0,67			
K-40	2,48E-08	4,96E-11	1,49E-08	1,49E-11	1,67	0,8	3,10E-08	1,86E-08
K-42	4,94E-09	4,94E-11	7,39E-09	9,61E-11	0,67	0,8	6,18E-09	9,24E-09
Ca-41	2,72E-03	2,72E-06	1,23E-03	1,23E-06	2,21	0,1	2,72E-02	1,23E-02
Ca-45	4,06E-02	8,12E-05	1,84E-02	3,68E-05	2,20	400	1,02E-04	4,61E-05
Ca-47	5,29E-28	1,11E-29	6,05E-28	9,68E-30	0,87	0,2	2,64E-27	3,03E-27
Sc-44	1,15E-09	4,96E-11	4,14E-10	2,48E-11	2,79			
Sc-46	1,21E-05	2,79E-07	5,48E-06	1,75E-07	2,21	0,1	1,21E-04	5,48E-05
Sc-47	3,48E-28	6,27E-30	3,99E-28	6,38E-30	0,87	3	1,16E-28	1,33E-28
Ti-44	1,66E-05	1,91E-06	5,96E-06	1,19E-06	2,79			
V-48	1,66E-11	8,30E-13	3,23E-12	3,48E-13	5,15	0,08	2,08E-10	4,03E-11
V-49	1,21E-04	4,00E-06	2,69E-05	1,94E-06	4,50			
Cr-51	5,91E-08	1,54E-09	1,24E-08	6,18E-10	4,78	8	7,39E-09	1,55E-09
Mn-52	4,02E-24	1,13E-25	8,83E-25	5,74E-26	4,56	0,06	6,71E-23	1,47E-23
Mn-53	2,02E-08	3,43E-10	4,19E-09	1,43E-10	4,81	1000	2,02E-11	4,19E-12
Mn-54	5,12E-04	7,68E-06	1,05E-04	3,14E-06	4,89	0,3	1,71E-03	3,49E-04
Fe-55	1,48E-02	7,40E-05	1,06E-03	1,81E-05	13,91	200	7,40E-05	5,32E-06
Fe-59	1,60E-06	5,59E-08	8,00E-08	8,96E-09	19,95	0,2	7,99E-06	4,00E-07

6 - Aktivierungsrechnungen

Fortsetzung Tabelle 15

Isotop	$A_{\text{Füllung}}$	$\Delta A_{\text{Füllung}}$	A_{Beton}	ΔA_{Beton}	$\frac{A_{\text{Füllung}}}{A_{\text{Beton}}}$	FG (Spalte 7) Bq/g	$\frac{A_{\text{Füllung}}}{\text{FG}}$	$\frac{A_{\text{Beton}}}{\text{FG}}$
	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g				
Co-56	4,04E-07	6,75E-08	8,74E-08	2,86E-08	4,63	0,06	6,74E-06	1,46E-06
Co-57	2,26E-07	1,58E-07						
Co-58	5,23E-08	1,52E-08	8,96E-08	1,98E-08	0,58	0,2	2,61E-07	4,48E-07
Co-60	3,57E-03	6,07E-05	9,35E-04	2,53E-05	3,81	0,09	3,96E-02	1,04E-02
Te-123			1,98E-18	1,96E-18				
I-125	8,20E-09	4,06E-09			1,00	3	2,73E-09	0,00E+00
Xe-127			2,80E-10	2,77E-10				
Xe-129m	6,85E-20	6,79E-20	6,85E-20	6,79E-20				
Cs-131	2,85E-18	2,00E-18	7,13E-18	3,06E-18	0,40	200	1,43E-20	3,56E-20
Cs-132	6,54E-24	4,07E-24	1,17E-23	5,51E-24	0,56	0,3	2,18E-23	3,91E-23
Cs-134	1,25E-03	2,00E-05	2,55E-04	1,17E-05	4,92	0,1	1,25E-02	2,55E-03
Eu-152	5,93E-03	8,31E-05	1,78E-03	3,56E-05	3,34	0,2	2,97E-02	8,89E-03
Eu-154	4,93E-04	2,56E-05	1,27E-04	1,20E-05	3,87	0,2	2,46E-03	6,37E-04
Gd-152	2,36E-15	3,06E-17	7,06E-16	1,34E-17	3,34			
Gesamt	2,04E-01	2,76E-04	1,34E-01	2,14E-04	1,52	$\sum A_i / \text{FG}_i$	3,44E-01	1,18E-01

Der Vergleich vom gewöhnlichen Füllmaterial mit Beton in TestVolumen2 und TestVolumen3 führt zu ähnlichen Resultaten, wie die zuvor diskutierten im Fall von TestVolumen1. Die isotonenweise Aufschlüsselung der Aktivitäten für eine Abklingzeit von 1 Jahr, sowie die zugehörigen Quotienten mit den Freigabewerten sind in Tabelle 15 sowie Tabelle 16 zusammengefasst. Bezüglich der Freigabe sieht man in Abbildung 51, dass in TestVolumen2 sowohl das Füllmaterial als auch Beton nach einer Abklingzeit von 1 Jahr freigegeben werden können. Laut Abbildung 52 kann das Wandmaterial im TestVolumen3, also in der Wand entgegen der Strahlrichtung, sogar nach wenigen Minuten als nicht mehr radioaktiv angesehen werden.

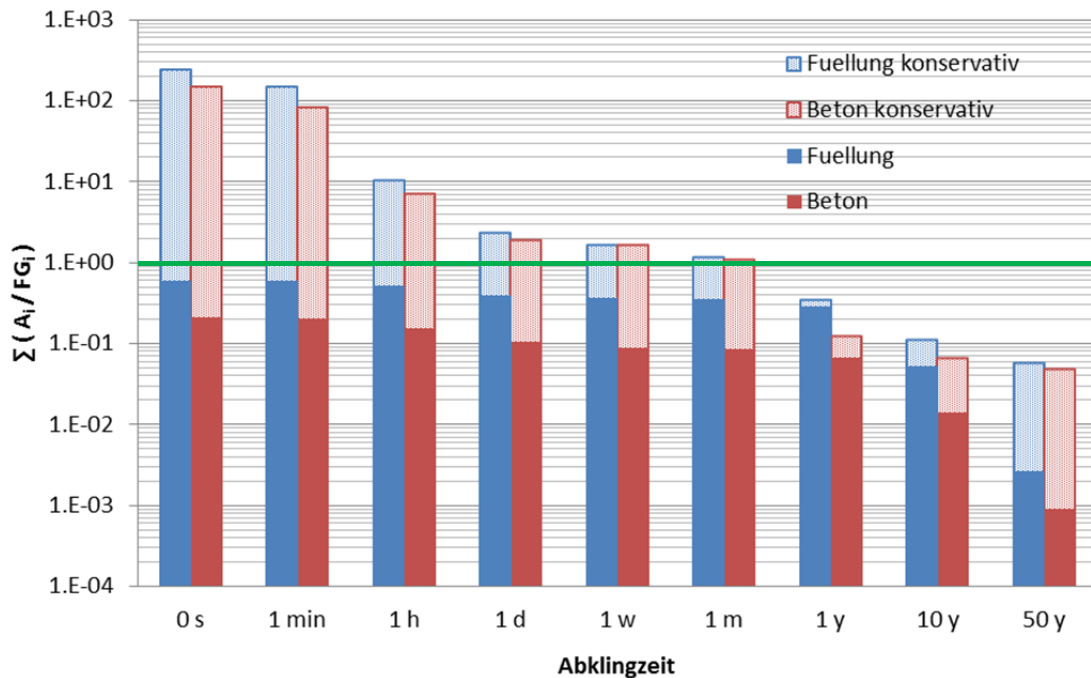


Abbildung 51 – Summe der Quotienten aus Aktivität (A_i) und Freigabewerte (FG_i) der radioaktiven Isotope i in **TestVolumen2** für unterschiedliche Abklingzeiten. Die dunklen Balken zeigen die Summe aller Isotope i , für die ein Freigabewert in Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV gegeben ist. Die hellen Balken beinhalten auch jene Isotope für die ein konservativer Freigabewert von $0,1 \text{ Bq/g}$ angenommen wurde.

Die Ergebnisse für das schwere Füllmaterial MagnaDense 8S und Schwerbeton in TestVolumen4 sind in Tabelle 17 und Abbildung 53 zusammengefasst. Hier sind die Unterschiede zwischen den Materialien, wie schon bei den berechneten Aktivitäten, deutlich geringer, als beim normalen Füllmaterial.

Ausgehend von den Freigabewert in der AllgStrSchV lassen sich folgende Isotope als Hauptträger der Radioaktivität identifizieren: Bis zu einer Abklingzeit von 1 Stunde sind es Mn-52 metastabil und Mn-56, danach bis zu 1 Jahr Mn-54. Nach 10 Jahren überwiegen überraschenderweise Na-22 und H-3 und nach 50 Jahren H-3 und C-14. Berücksichtigt man auch die anderen Isotope unter Zuhilfenahme eines Freigabewertes von $0,1 \text{ Bq/g}$, so liefern bis zu 1 Stunde O-15 und C-11, zwischen 1 Tag und 1 Jahr V-49 und danach Ar-39 und Ti-44 einen dominanten Beitrag zur Gesamtsumme. Das gilt sowohl für das schwere Füllmaterial MagnaDense 8S als auch für Schwerbeton.

Aus Abbildung 53 lässt sich ablesen, dass eine Freigabe beider Materialien bereits nach einer Minute möglich ist.

6 - Aktivierungsrechnungen

Tabelle 16 – Spezifische Aktivität A mit Unsicherheit ΔA der radioaktiven Isotope im Füllmaterial sowie im Beton für **Testvolumen3** nach einer Abklingzeit von 1 Jahr. Auch die Quotienten der beiden Aktivitäten, sowie der Aktivitäten zu den Freigabewerten (FG) aus Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV sind angeführt.

Rot markiert sind Werte für die kein FG in der AllgStrSchV existiert. Stattdessen wurde ein konservativer FG von 0,1 Bq/g angenommen. Isomere sind mit einem „m“ hinter dem Isotopennamen gekennzeichnet.

Abklingzeit: 1 Jahr

Isotop	$A_{\text{Füllung}}$ Bq/g	$\Delta A_{\text{Füllung}}$ Bq/g	A_{Beton} Bq/g	ΔA_{Beton} Bq/g	$\frac{A_{\text{Füllung}}}{A_{\text{Beton}}}$	FG (Spalte 7) Bq/g	$\frac{A_{\text{Füllung}}}{\text{FG}}$	$\frac{A_{\text{Beton}}}{\text{FG}}$
H-3	3,30E-04	4,29E-06	3,05E-04	5,18E-06	1,08	60	5,50E-06	5,08E-06
Be-7	7,50E-07	2,32E-08	6,89E-07	2,62E-08	1,09	30	2,50E-08	2,30E-08
Be-10	2,32E-09	1,05E-10	2,40E-09	8,89E-11	0,97			
C-14	1,42E-06	3,83E-08	1,45E-06	4,21E-08	0,98	10	1,42E-07	1,45E-07
Na-22	6,36E-05	2,55E-06	1,04E-05	8,49E-07	6,14	0,1	6,36E-04	1,04E-04
Al-26	1,96E-09	8,43E-11	1,01E-09	6,16E-11	1,94			
Si-32			1,20E-07	5,81E-08				
P-32	2,48E-13	2,58E-14	6,22E-12	2,67E-13	0,04	20	1,24E-14	3,11E-13
P-33	1,52E-10	2,17E-11	2,79E-10	3,48E-11	0,55	200	7,60E-13	1,39E-12
S-35	5,71E-07	5,14E-08	1,60E-06	9,61E-08	0,36	1000	5,71E-10	1,60E-09
Cl-36	4,13E-08	8,26E-10	5,99E-08	1,26E-09	0,69	1	4,13E-08	5,99E-08
Ar-37	8,16E-07	6,53E-09	1,09E-06	7,61E-09	0,75	0,1	8,16E-06	1,09E-05
Ar-39	2,17E-05	4,56E-07	2,46E-05	5,66E-07	0,88	0,1	2,17E-04	2,46E-04
Ar-42			3,13E-07	1,51E-07				
K-40	2,71E-10	2,44E-12	1,75E-10	1,05E-12	1,55	0,8	3,39E-10	2,19E-10
K-42			2,79E-11	2,73E-12		0,8		3,49E-11
Ca-41	3,11E-05	1,56E-07	3,32E-05	1,33E-07	0,94	0,1	3,11E-04	3,32E-04
Ca-45	4,60E-04	4,60E-06	4,90E-04	3,92E-06	0,94	400	1,15E-06	1,22E-06
Ca-47	4,14E-30	5,21E-31	6,05E-30	6,41E-31	0,68	0,2	2,07E-29	3,02E-29
Sc-44	4,71E-12	1,72E-12						
Sc-46	3,61E-08	7,23E-09	1,96E-08	6,21E-09	1,85	0,1	3,61E-07	1,96E-07
Sc-47	2,73E-30	2,97E-31	3,98E-30	3,98E-31	0,68	3	9,08E-31	1,33E-30
Ti-44	6,78E-08	6,72E-08						
V-48	2,54E-14	1,78E-14	2,54E-14	2,51E-14	1,00	0,08	3,17E-13	3,17E-13
V-49	1,29E-07	7,39E-08	8,63E-08	6,04E-08	1,50			
Cr-51	1,32E-10	3,26E-11	5,07E-11	2,18E-11	2,60	8	1,65E-11	6,34E-12
Mn-52	1,19E-26	3,35E-27	3,58E-27	2,60E-27	3,33	0,06	1,99E-25	5,96E-26
Mn-53	9,15E-11	1,17E-11	1,53E-11	5,08E-12	5,97	1000	9,15E-14	1,53E-14
Mn-54	2,36E-06	3,03E-07	7,03E-07	1,31E-07	3,36	0,3	7,88E-06	2,34E-06
Fe-55	1,62E-04	3,90E-06	2,40E-05	1,59E-06	6,76	200	8,12E-07	1,20E-07
Fe-59	1,72E-08	2,73E-09	1,43E-09	5,13E-10	12,02	0,2	8,59E-08	7,14E-09
Co-56			6,96E-09	4,87E-09		0,06		1,16E-07

Fortsetzung Tabelle 16

Isotop	$A_{\text{Füllung}}$	$\Delta A_{\text{Füllung}}$	A_{Beton}	ΔA_{Beton}	$\frac{A_{\text{Füllung}}}{A_{\text{Beton}}}$	FG (Spalte 7)	$\frac{A_{\text{Füllung}}}{\text{FG}}$	$\frac{A_{\text{Beton}}}{\text{FG}}$
	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g		Bq/g		
Co-60	3,93E-05	3,58E-06	3,07E-05	3,69E-06	1,28	0,09	4,37E-04	3,41E-04
Cs-134	1,44E-05	2,22E-06	5,47E-06	5,96E-07	2,64	0,1	1,44E-04	5,47E-05
Eu-152	7,75E-05	4,26E-06	4,36E-05	2,57E-06	1,78	0,2	3,88E-04	2,18E-04
Eu-154	2,29E-06	4,45E-07	1,75E-06	3,67E-07	1,31	0,2	1,15E-05	8,73E-06
Gd-152	3,08E-17	1,60E-18	1,73E-17	9,87E-19	1,78			
Gesamt	1,21E-03	9,89E-06	9,74E-04	8,15E-06	1,24	$\sum A_i / \text{FG}_i$	2,17E-03	1,32E-03

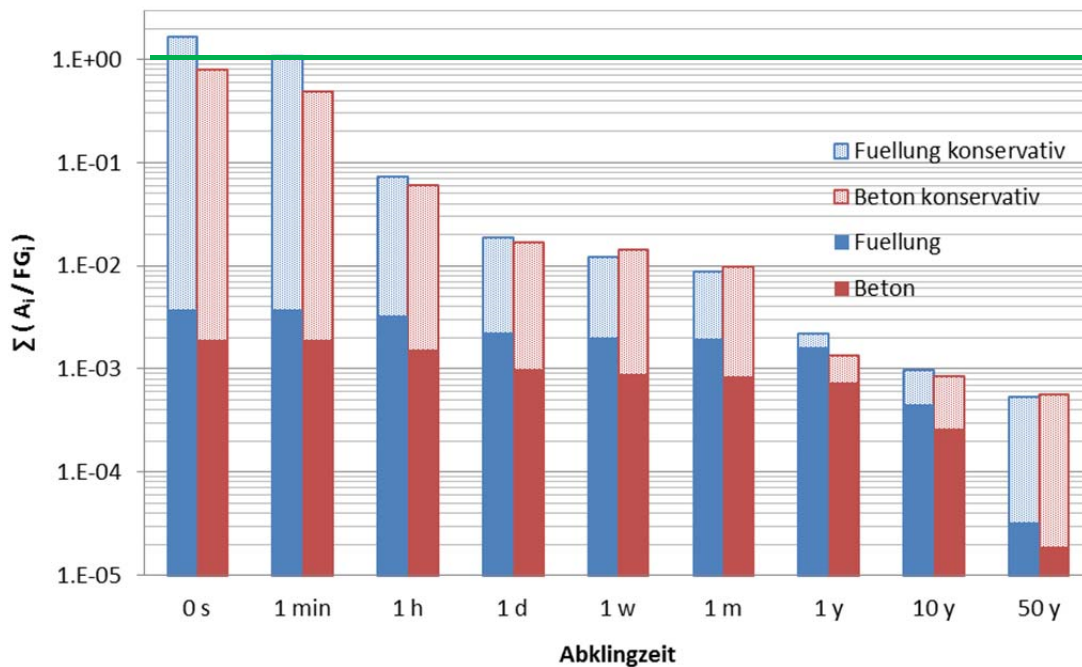


Abbildung 52 – Summe der Quotienten aus Aktivität (A_i) und Freigabewerte (FG_i) der radioaktiven Isotope i in **TestVolumen3** für unterschiedliche Abklingzeiten. Die dunklen Balken zeigen die Summe aller Isotope i , für die ein Freigabewert in Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV gegeben ist. Die hellen Balken beinhalten auch jene Isotope für die ein konservativer Freigabewert von 0,1 Bq/g angenommen wurde.

6 - Aktivierungsrechnungen

Tabelle 17 – Spezifische Aktivität A mit Unsicherheit ΔA der radioaktiven Isotope im Füllmaterial sowie im Beton für **Testvolumen4** nach einer Abklingzeit von 1 Jahr. Auch die Quotienten der beiden Aktivitäten, sowie der Aktivitäten zu den Freigabewerten (FG) aus Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV sind angeführt. Legende siehe Tabelle 16.

Abklingzeit: 1 Jahr

Isotop	$A_{\text{Füllung}}$	$\Delta A_{\text{Füllung}}$	A_{Beton}	ΔA_{Beton}	$\frac{A_{\text{Füllung}}}{A_{\text{Beton}}}$	FG (Spalte 7)	$\frac{A_{\text{Füllung}}}{\text{FG}}$	$\frac{A_{\text{Beton}}}{\text{FG}}$
	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g				
H-3	7,90E-04	4,74E-06	8,05E-04	4,02E-06	0,98	60	1,32E-05	1,34E-05
Be-7	1,09E-06	1,52E-08	1,13E-06	1,24E-08	0,96	30	3,62E-08	3,77E-08
Be-10	4,05E-09	4,86E-11	4,25E-09	5,53E-11	0,95			
C-14	3,12E-06	2,81E-08	3,46E-06	2,42E-08	0,90	10	3,12E-07	3,46E-07
Na-22	1,68E-05	4,69E-07	1,11E-05	3,45E-07	1,51	0,1	1,68E-04	1,11E-04
Al-26	3,93E-09	6,69E-11	1,90E-09	4,55E-11	2,07			
Si-32	6,94E-08	2,12E-08	9,25E-08	2,26E-08	0,75			
P-32	5,01E-12	4,01E-14	4,80E-12	9,12E-14	1,04	20	2,50E-13	2,40E-13
P-33	1,61E-10	1,01E-11	1,52E-10	1,17E-11	1,05	200	8,04E-13	7,62E-13
S-35	3,23E-07	1,65E-08	3,52E-07	1,87E-08	0,92	1000	3,23E-10	3,52E-10
Cl-36	1,54E-08	2,16E-10	1,39E-08	1,95E-10	1,11	1	1,54E-08	1,39E-08
Ar-37	1,28E-07	8,99E-10	1,31E-07	9,19E-10	0,98			
Ar-39	1,15E-05	1,38E-07	6,87E-06	1,65E-07	1,68	0,1	1,15E-04	6,87E-05
Ar-42	9,04E-08	3,50E-08	7,53E-08	3,23E-08	1,20			
K-40	3,24E-11	1,62E-13	2,30E-11	9,21E-14	1,41	0,8	4,05E-11	2,88E-11
K-42	8,06E-12	1,85E-13	6,71E-12	2,35E-13	1,20	0,8	1,01E-11	8,39E-12
Ca-41	3,77E-07	1,51E-09	4,46E-07	1,34E-09	0,84			
Ca-45	6,43E-06	1,03E-07	7,98E-06	1,12E-07	0,81	400	1,61E-08	1,99E-08
Ca-47	5,47E-31	7,44E-32	5,03E-31	8,10E-32	1,09	0,2	2,74E-30	2,52E-30
Sc-44	3,78E-10	7,18E-12	3,84E-10	7,30E-12	0,98			
Sc-46	2,18E-06	2,83E-08	1,97E-06	3,16E-08	1,10	0,1	2,18E-05	1,97E-05
Sc-47	3,61E-31	9,37E-33	3,32E-31	1,09E-32	1,09	3	1,20E-31	1,11E-31
Ti-44	5,44E-06	2,66E-07	5,53E-06	2,82E-07	0,98			
V-48	2,94E-11	2,35E-13	2,82E-11	3,10E-13	1,04	0,08	3,68E-10	3,52E-10
V-49	2,33E-04	1,40E-06	2,21E-04	1,33E-06	1,06	0,1	2,33E-03	2,21E-03
Cr-51	1,21E-07	4,83E-10	1,15E-07	4,58E-10	1,05	8	1,51E-08	1,43E-08
Mn-52	8,24E-24	4,94E-26	7,69E-24	3,84E-26	1,07	0,06	1,37E-22	1,28E-22
Mn-53	4,66E-08	9,32E-11	4,37E-08	1,31E-10	1,07	1000	4,66E-11	4,37E-11
Mn-54	1,25E-03	2,51E-06	1,17E-03	2,34E-06	1,07	0,3	4,18E-03	3,90E-03
Fe-55	7,32E-03	7,32E-06	7,11E-03	7,11E-06	1,03	200	3,66E-05	3,56E-05
Fe-59	6,90E-07	3,45E-09	4,72E-07	3,31E-09	1,46	0,2	3,45E-06	2,36E-06
Co-56	6,35E-07	2,03E-08	6,31E-07	1,77E-08	1,01	0,06	1,06E-05	1,05E-05
Co-57	2,08E-07	3,28E-08	1,87E-07	3,59E-08	1,11	3	6,93E-08	6,24E-08
Co-58	2,49E-09	9,07E-10	4,98E-10	3,49E-10	5,00	0,2	1,25E-08	2,49E-09
Gesamt	9,65E-03	9,20E-06	9,35E-03	8,61E-06	1,03	$\sum A_i / \text{FG}_i$	6,88E-03	6,37E-03

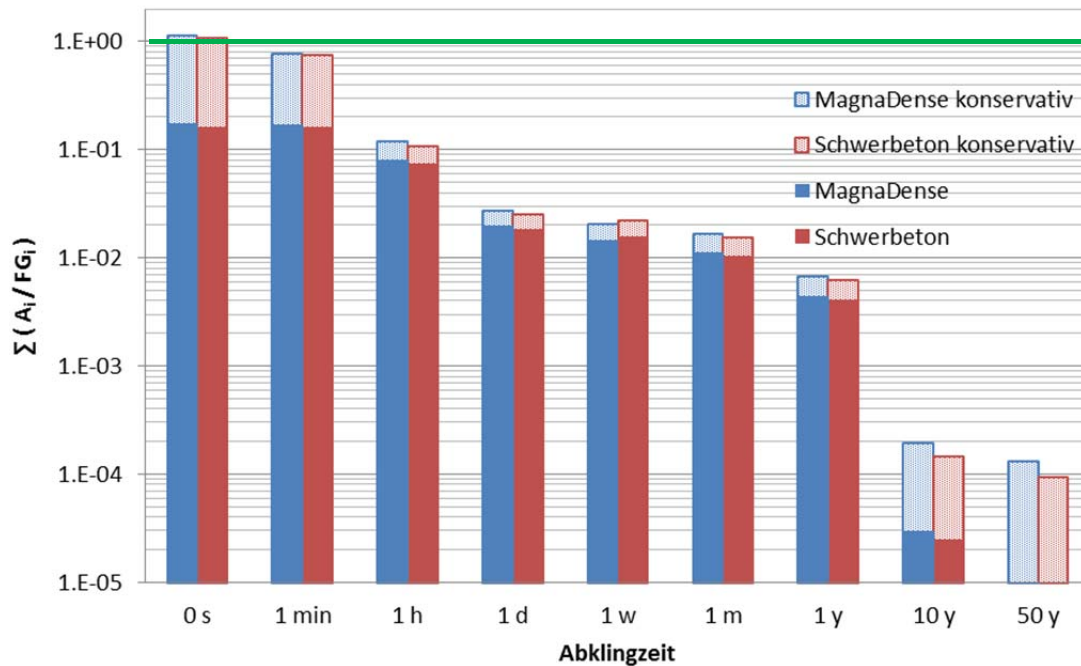


Abbildung 53 – Summe der Quotienten aus Aktivität (A_i) und Freigabewerte (FG_i) der radioaktiven Isotope i in **TestVolumen4** für unterschiedliche Abklingzeiten. Die dunklen Balken zeigen die Summe aller Isotope i , für die ein Freigabewert in Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV gegeben ist. Die hellen Balken beinhalten auch jene Isotope für die ein konservativer Freigabewert von 0,1 Bq/g angenommen wurde.

6.5 Überlegungen zum Rückbau der Abschirmwände des Beschleunigers

Wie bereits beschrieben, liegt der Vorteil der Sandwichbauweise, im Unterschied zur herkömmlichen Betonbauweise, vor allem darin, dass lose Füllmaterialien verwendet werden. Beim Rückbau des Beschleunigergebäudes kann jedoch gerade diese Tatsache im Hinblick auf den Strahlenschutz zum Nachteil werden. Da die, in der Sandwichbauweise eingesetzten Füllmaterialien nicht gebunden sind, besteht sowohl während des Rückbaus, als auch bei der Lagerung des Bauschutts, ein höheres Risiko der Verschleppung radioaktiver Stoffe. Aus diesem Grund sollen im Folgenden daraus resultierende Maßnahmen für den Rückbau des Gebäudes diskutiert werden.

Die Menge des radioaktiven Abfalls durch den Anlagenabbau lässt sich vor allem durch eine möglichst lange Wartezeit zwischen der Stilllegung und dem Rückbau deutlich reduzieren.

Diese Abklingzeit wird aber neben den Strahlenschutzüberlegungen vor allem durch finanzielle, wirtschaftliche und soziale Aspekte bestimmt, weshalb sie nicht beliebig lange gewählt werden kann. In jedem Fall muss aber davon ausgegangen werden, dass eine realistische Zeitspanne bis zum Abbau der Wände des Beschleunigerbereichs weit über einem Jahr liegt. Zum einen muss der Beschleuniger selbst abgebaut werden und auch hier sind entsprechend lange Abklingzeiten aufgrund aktivierter Teile notwendig, zum anderen sind die Freimessung sowie die behördliche Freigabe selbst sehr zeitintensiv. Wie die obigen Ergebnisse zeigen, reicht diese Zeit aus um die Aktivität des Füllmaterials soweit abklingen zu lassen, dass der Großteil der Wände freigemessen werden kann.

Sollte die Aktivität von Wandteilen, trotz einer entsprechenden Abklingzeit, zu hoch sein, um eine Freigabe aus der strahlenschutzrechtlichen Überwachung zu ermöglichen, so muss für den Rückbau der Wandteile sowie für die Lagerung und die Entsorgung des Materials folgendes beachtet werden: Die radioaktiven Wandabschnitte sollen in umgekehrter Reihenfolge abgebaut werden, wie sie errichtet wurden. Dazu muss zuerst das Füllmaterial herausgehoben und in einem geeigneten Containment eingeschlossen werden. Beim Aushub des Materials muss, gegebenenfalls durch entsprechende Hilfsmittel, eine hohe Staubentwicklung vermieden werden. Ist aufgrund der Kompaktheit des Materials eine maschinelle Zerkleinerung notwendig, so sind, wie beim Beton, Nassschneidetechniken vorzuziehen. Falls erforderlich, müssen derartige Arbeiten in einem Zelt mit gerichtetem Luftstrom erfolgen. Das Containment für das lose Material muss eine Verschleppung der Radioaktivität durch Umwelteinflüsse (z.B. Wind, Regen) und eine Kontamination von Personen oder der Umgebung im Zuge der Lagerung und des Transportes, verhindern.

Nach der sachgerechten Entfernung des Füllmaterials können die einhüllenden Betonwände, entsprechend den Ausführungen in der UVP-Dokumentation in Abschnitt 3.16, abgebaut werden. Der angefallene Bauschutt wird als radioaktiver Abfall gemäß § 78 Abs. 1 AllgStrSchV an eine behördlich bewilligte Einrichtung zur Wiederverwendung oder Wiederverwertung oder an eine behördlich bewilligte Einrichtung zur Konditionierung, Zwischenlagerung und späteren Beseitigung übergeben.

7 Auswirkung eines Hüllenbruchs

Spätestens seit Tschernobyl ist allgemein bekannt, dass das Versagen der Abschirmung von kerntechnischen Anlagen, durch den möglichen Austritt von radioaktiven Isotopen, enorme radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung und die Umwelt haben kann. Selbst bei geringster Eintrittswahrscheinlichkeit eines derartigen Ereignisses, muss daher im Zuge einer Risikoanalyse abgewogen werden, ob die dadurch verursachten Auswirkungen vertretbar sind.

Wie die statistischen Berechnungen und Gutachten zur Sandwichbauweise zeigen (8), ist im Fall von MedAustron ein vollständiger Hüllenbruch nahezu ausgeschlossen. Zum einen übertreffen die Dimensionen der Abschirmwände stellenweise selbst die üblichen Abschirmdicken moderner Kernkraftwerke, zum anderen zeigt die Sandwichbauweise, bei heftigen Erschütterungen, aufgrund der flexiblen Zusammensetzung günstigere statische Eigenschaften als Beton. Trotz der geringen Wahrscheinlichkeit kann ein derartiges Ereignis aber nicht vollkommen ausgeschlossen werden. So ist zum Beispiel, durch den Absturz eines großen Flugzeugs auf das Beschleunigergebäude, ein Durchbrechen der Sandwichwand durchaus denkbar, was ein unkontrolliertes Austreten von radioaktiven Isotopen ermöglichen würde. Im Sinne der Risikoabschätzung, werden die daraus resultierenden radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung im Folgenden betrachtet.

7.1 Worst-case Szenario

Um eine Abschätzung für die maximale Auswirkung eines Störfalles auf die Umgebung zu erhalten, wird ein Brand in der Beschleunigerhalle angenommen, bei dem der am stärksten aktivierte Teil in der Halle, nämlich der Strahlabsorber am Ende der Extraktionslinie, vollständig verdampft und durch eine Öffnung in der Abschirmwand entweicht. Dafür wird ein einfaches aber sehr konservatives Modell angenommen, was sicherstellen soll, dass bei jedem realistischen Störfallszenario weniger Radioaktivität als in der Modellrechnung in die Umgebung gelangt.

Ein Metallblock aus Eisen bzw. Stahl, der von einem Betonmantel umgeben ist (Abbildung 54), wird 10 Jahre lang mit einem Protonenstrahl der, im Rahmen der Operation, maximal auftretenden Energie und Intensität bestrahlt. Dieser Eisenblock entspricht annähernd dem Design der Strahlabsorber, welche sich jeweils am Ende der Strahllinien befinden. Im nächsten Schritt wird eine sehr unrealistische aber konservative Annahme getroffen, die eine worst-case Abschätzung rechtfertigt. Es wird davon ausgegangen, dass der aktivierte Eisenkern bei einem Brand vollständig verdampft und sich alle radioaktiven Isotope gleichmäßig auf das Luftvolumen in der Beschleunigerhalle verteilen. Als weitere konservative Vereinfachung wird davon ausgegangen, dass alle Isotope in der Luft

verbleiben und nicht in unmittelbarer Umgebung um den Brand auf kühleren Materialoberflächen aufdampfen.

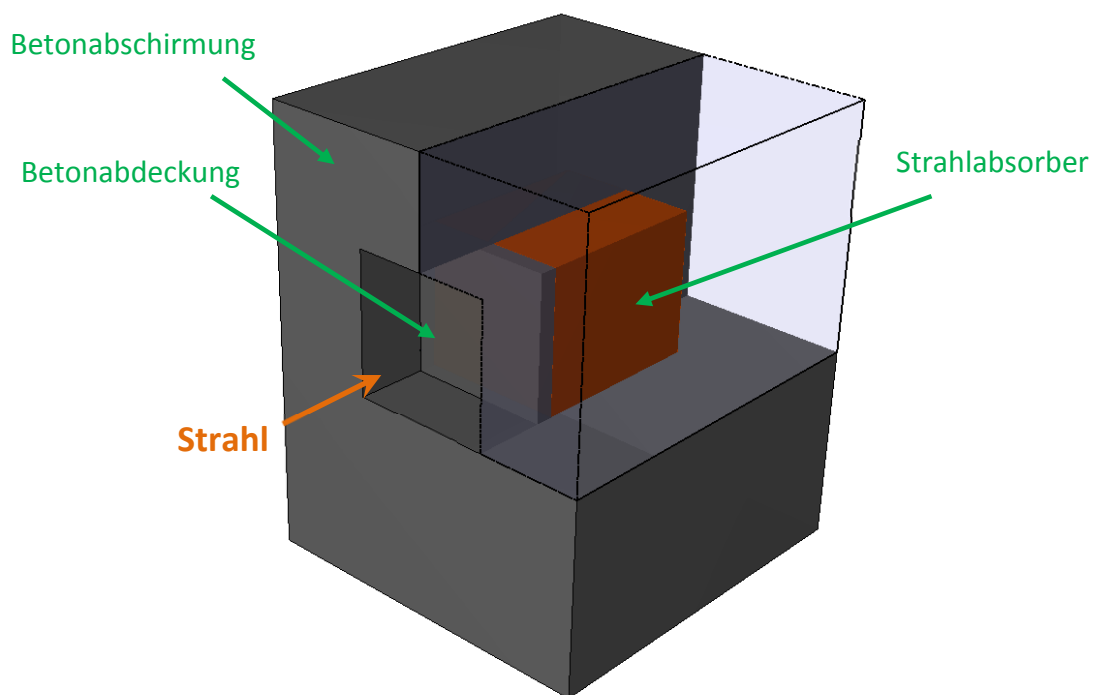


Abbildung 54: Schematische Darstellung eines Strahlabsorbers zur Berechnung der Aktivierung.

Nun wird die Dosis durch Inhalation berechnet, die eine Person bekommt, wenn sie die so kontaminierte Luft eine Stunde lang einatmen würde. Auch hier werden zwei konservative Vereinfachungen getroffen. Einerseits wird nach Bestrahlungsende die Abnahme der Aktivität durch den radioaktiven Zerfall der Isotope nicht berücksichtigt, andererseits wird eine weitere Verdünnung der Luft vernachlässigt, wie sie durch das Austreten der Luft in die Umgebung stattfinden würde.

Als weiterer Beitrag zur Gesamtdosis wird die erhaltene Dosis durch externe Bestrahlung betrachtet. Hier wird als konservative Abschätzung jener Wert angenommen, den eine Person erhalten würde die sich 10 min nach Abschalten des Strahls 1h lang in unmittelbarer Nähe des Strahlabsorbers aufhalten würde. Auch hier wird die weitere Abnahme der Dosisrate durch den weiteren Zerfall vernachlässigt.

Dosisbeiträge durch Ingestion werden als vernachlässigbar angenommen.

7.2 Simulationsparameter

In Abbildung 55 ist ein Schnitt durch die Geometrie zu sehen, die für die Berechnung der Aktivierung in das Monte Carlo Programm FLUKA (Version 2008.3.5) implementiert wurde.

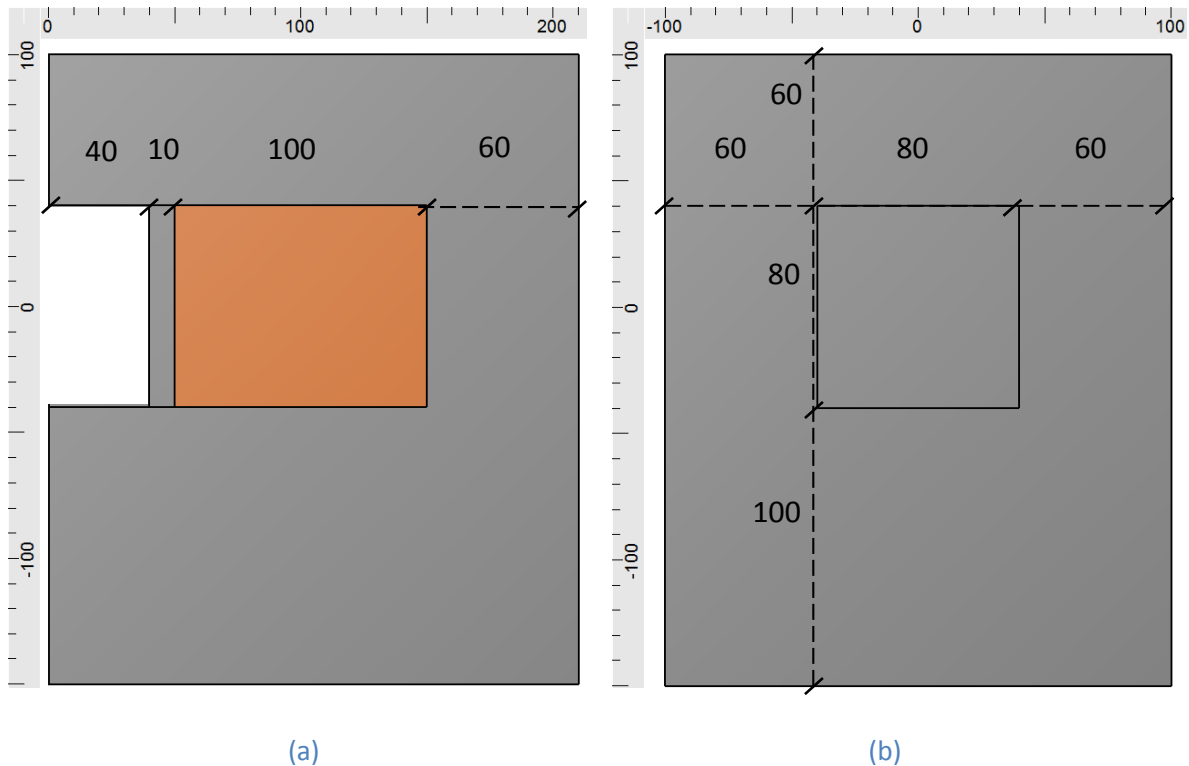


Abbildung 55: Schnitt durch den Strahlabsorber von der Seite (a) und in Strahlrichtung (b), mit den entsprechenden Bemaßungen in cm. Graue Flächen stehen für Beton, braune für Eisen bzw. Stahl.

Für die Simulation wurden folgende Bestrahlungsparameter angenommen:

- Strahlteilchen: Protonen mit 800 MeV
- Intensität: $3,17 \cdot 10^9$ Protonen / s
- Bestrahlungszeit: 10 Jahre
- Abkühlzeit: 10 Minuten

Die verwendete Intensität entspricht 10^{17} Protonen pro Jahr. Aus Tabelle 18 ist zu ersehen, dass die jährliche Intensität der 800MeV Protonen am Strahlabsorber $1,98 \cdot 10^{15}$ beträgt, also um einen Faktor 50 geringer ist. Um jedoch vom schlimmsten Fall auszugehen, wurde ein Wert angenommen, der die operationelle Gesamtintensität übersteigt. Der Betrieb mit den C12-Ionen bei 400MeV/n und den Protonen bei 250MeV wird für diese Abschätzung vernachlässigt, da er auf Grund der vergleichsweise niedrigen Intensitäten beziehungsweise niedrigen Energien keinen signifikanten Teil zur Aktivierung des Strahlabsorbers beiträgt.

In der Simulation wurde, nach 10 Jahren Betrieb mit 10^{17} Protonen/Jahr, eine Abkühlzeit von 10 Minuten gewählt, weil es sicher länger dauert, bis der Metallblock verdampft ist und die kontaminierte Luft in die Umgebung ausgetreten ist. Dadurch verschwinden die Beiträge der Isotope mit Halbwertszeiten kleiner als 10s.

Tabelle 18: Jährliche totale Intensitäten der verschiedenen Strahlteilchen, die in den Bestrahlungsräumen T1 –T4 bzw. am Strahlabsorber zu erwarten sind. T1 bis T4 bezeichnet die 4 Bestrahlungsräume der Reihe nach vom Synchrotron bis zum Strahlabsorber am Ende der Transferlinie.

Location	Protons 250MeV	C12-Ions 400MeV/n	Protons 800MeV
T1 physics	3,13E+16	1,56E+15	7,37E+16
T2 H+V	6,32E+15	3,85E+14	0,00E+00
T3 V	6,32E+15	3,85E+14	0,00E+00
T4 Gantry	1,26E+16	0,00E+00	0,00E+00
Beam Dump	8,39E+14	4,20E+13	1,98E+15

Um eventuelle Kobalt-Verunreinigungen im Absorberblock zu berücksichtigen, die zu einer höheren Aktivierung beitragen, wurden 2 Fälle studiert. Im ersten Fall besteht der Metallblock aus reinem Eisen mit einer Dichte von $7,874 \text{ g/cm}^3$ und im zweiten Fall aus einem Stahl mit hohem Kobalt- und Nickelanteil und einer Dichte von $7,8 \text{ g/cm}^3$. Die genaue Zusammensetzung des Stahls ist in Tabelle 19 gegeben.

Tabelle 19: Zusammensetzung des verwendeten Stahls mit den entsprechenden Anteilen in Gewichtsprozent (Gew.%).

Element	Gew.%	Element	Gew.%	Element	Gew.%
Fe	94,1	Co	1	Si	0,3
Cr	2	Mn	0,7	C	0,2
Ni	1	Mo	0,5	Cu	0,2

Für die Betonabschirmung um den Absorberblock wurde eine für das CERN typische Betonzusammensetzung verwendet, mit einer Dichte von $2,4 \text{ g/cm}^3$.

7.3 Berechnung der effektiven Dosis

Die Beschreibung der Dosisberechnung bezieht sich im Wesentlichen auf die Anlage 6 der Allgemeinen Strahlenschutzverordnung (AllgStrSchV), sowie dem IAEA Safety Report 44, Kapitel 4.3 und folgende.

Demnach kann man die effektive Dosis E einer Person in der Altersgruppe g berechnen aus der Summe der externen Dosis E_{ext} und den Dosisanteilen aus der Inkorporation durch Inhalation E_{inh} und Ingestion E_{ing} . Das führt zu

$$E = E_{ext} + E_{inh} + E_{ing} = E_{ext} + \sum_j h(g)_{j,inh} J_{j,inh} + \sum_j h(g)_{j,ing} J_{j,ing} \quad (7.1)$$

mit $h(g)_{j,inh}$ und $h(g)_{j,ing}$ den Dosiskoeffizienten des Radionuklids j für Ingestion und Inhalation und $J_{j,inh}$ bzw. $J_{j,ing}$ der inkorporierten Aktivität des Radionuklids j . Da für diese Studie die Ingestion nicht relevant ist, kann der letzte Term der Gleichung vernachlässigt werden.

Die inhalede Aktivität $J_{j,inh}$ kann berechnet werden aus

$$J_{j,inh} = \frac{A_j}{V_{Luft}} \dot{V}_r(g) t_e \quad (7.2)$$

Aus der Simulation erhält man die totale Aktivität A_j der im Absorberblock durch die Bestrahlung entstehenden Radionuklide. Damit wird die spezifische Aktivität im Luftvolumen der gesamten Beschleunigerhalle $V_{Luft}=14000\text{m}^3$ berechnet. Unter Berücksichtigung der Verweildauer $t_e = 1\text{h}$ und der Atmungsrate $\dot{V}_r(g)$ erhält man schließlich die gewünschte Aktivität. Die Atmungsrate ist als Produkt der Atemfrequenz und des eingeatmeten Luftvolumens pro Atemzug abhängig von der entsprechenden Altersgruppe g . Die IAEA schlägt für Erwachsene eine Atmungsrate von $\dot{V}_r(> 17) = 20\text{ l/min}$ bei moderater Taetigkeit vor und fuer Kinder zwischen 1 und 2 Jahren einen Wert von $\dot{V}_r(1 < 2) = 3,7\text{ l/min}$. In dieser Studie wurden Atmungsraten von 4 l/min für Kinder unter einem Jahr bis 20 l/min für Erwachsene gewählt. Die Werte dazwischen wurden linear interpoliert und sind in Tabelle 20 angegeben.

Die Dosiskoeffizienten für die Inhalation für Einzelpersonen der Bevölkerung wurden aus der AllgStrSchV, Anhang 6, Tabelle 2 entnommen. Da keine Informationen zu den Lungenretentionsklassen vorhanden sind, wurde immer der restriktivste Wert verwendet. Um weiter konservativ zu bleiben, wurden jene Isotope, für die keine Dosiskoeffizienten gegeben sind, gleich gewichtet, wie das schlimmste produzierte Isotop mit bekanntem $h(g)$ Wert (Fe-60).

Tabelle 20: Atmungsraten \dot{V}_r fuer Personen unterschiedlicher Altersgruppen g

g	\dot{V}_r	
	l/min	m ³ /s
< 1 a	4	6,67E-05
1 - 2 a	5	8,33E-05
2 - 7 a	8	1,33E-04
7 - 12 a	10	1,67E-04
12 - 17 a	15	2,50E-04
> 17 a	20	3,33E-04

7.4 Resultate

7.4.1 Externe Dosis

Die Dosisraten um den Strahlabsorber nach dem oben beschriebenen Szenarium wurden mit Hilfe der Monte Carlo Simulation ermittelt. Das Resultat für den Eisen- und den Stahlabsorber ist in Abbildung 56 dargestellt. Man kann erkennen, dass der Absorber durch den Betonmantel sehr gut geschirmt wird, jedoch durch das Strahleintrittsfenster ein Großteil der Strahlung entweicht. Direkt vor dem Strahleintrittsfenster in 50 cm Entfernung vom Absorberblock beträgt die Dosisrate 10 Minuten nach der Bestrahlung:

- Eisenabsorber: $57,9 \pm 0,1 \mu\text{Sv/h}$
- Stahlabsorber: $67,1 \pm 0,1 \mu\text{Sv/h}$

Eine Person, die sich also 1h lang in unmittelbarer Nähe zum Strahlabsorber an der ungünstigsten Stelle aufhält, würde im schlimmsten Fall eine Dosis von 70 μSv erhalten, wenn man den weiteren Zerfall der Isotope im Absorber vernachlässigt. Dieser Wert stellt somit eine sehr konservative Abschätzung für die maximale Dosis dar, welche Einzelpersonen der Bevölkerung durch externe Bestrahlung nach dem beschriebenen Unfallszenarium erhalten können.

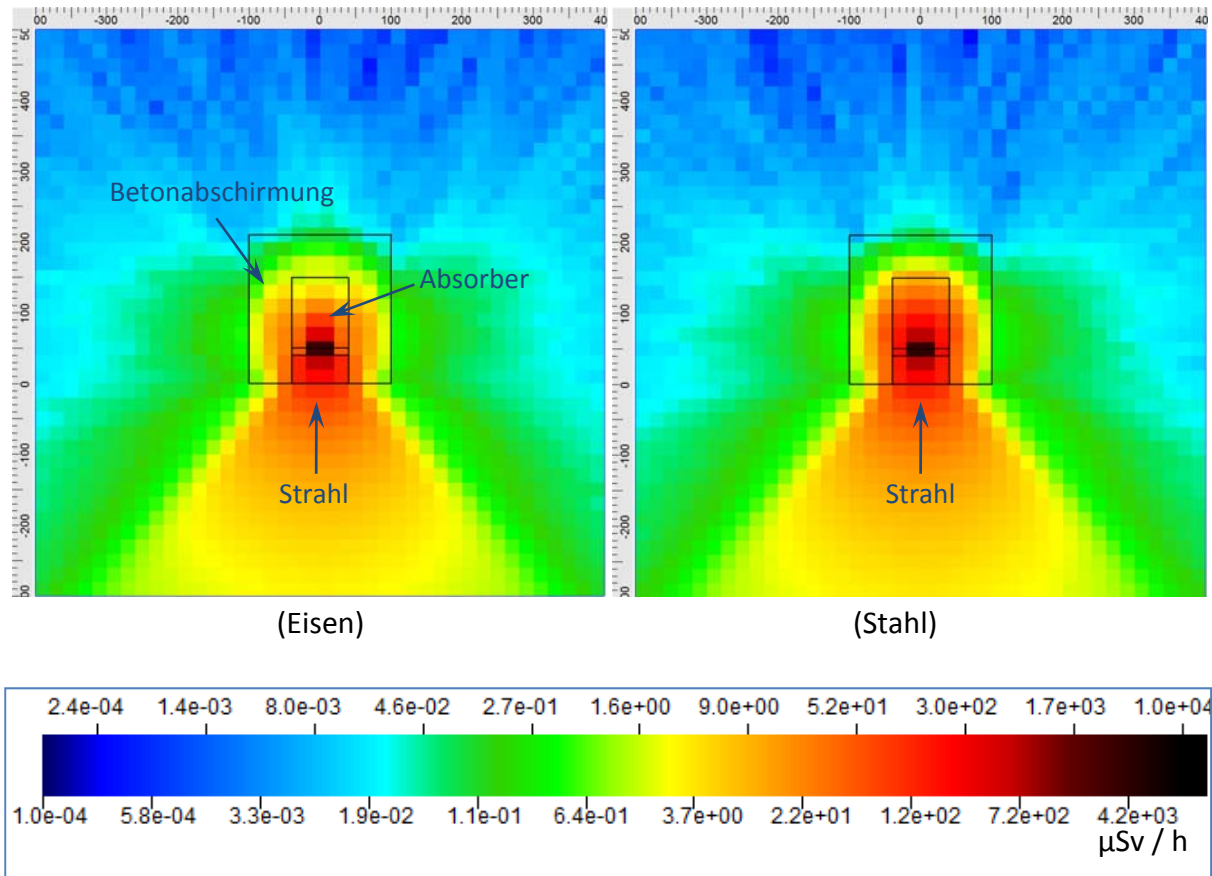


Abbildung 56: Effektive Dosisrate um den Strahlabsorber nach 10 Jahren Operation und einer Abklingzeit von 10 Minuten für Eisen bzw. Stahl. Die beiden Bilder zeigen einen Schnitt durch den Absorber-Grundriss in Strahlhöhe.

7.4.2 Aktivierung des Absorbermaterials

Die Gesamtaktivität des Absorbers nach 10 Jahren Operation und 10 Minuten Abkühlung ergibt sich, abhängig vom verwendeten Material, zu:

- Eisenabsorber: $(8,252 \pm 0,001) \cdot 10^8 \text{ Bq}$
- Stahlabsorber: $(1,176 \pm 0,001) \cdot 10^9 \text{ Bq}$

Beim Eisenabsorber rühren 39,5% der Aktivität vom Fe-55, 19,5% vom Mn-54 und 11,5% vom Cr-51. Die Aktivität des Stahlblockes ist um 27% höher als die des Eisenabsorbers und auch hier kommt der Hauptteil der Aktivität vom Fe-55 (28,8%), Mn-54 (14,7%) und Cr-51 (9,6%). Dazu kommt jedoch noch ein erheblicher Anteil an Co-60 mit 12,2% sowie zahlreiche weitere Aktivierungsprodukte mit höherem Z, die in reinem Eisen nicht produziert werden. Eine Liste aller erzeugten Radionuklide im Absorbermaterial mit der zugehörigen Aktivität ist im Appendix in Tabelle 22 für Eisen und Stahl gegeben.

7.4.3 Dosis aus Inhalation und Gesamtdosis

Aus den totalen Aktivitäten der einzelnen Radionuklide erhält man die spezifischen Aktivitäten im Luftvolumen der Synchrotronhalle. Daraus lässt sich, wie beschrieben, die inkorporierte Dosis durch Inhalation berechnen. Um in der Abschätzung konservativ zu bleiben, wurden auch jene Isotope berücksichtigt, für die keine Dosiskoeffizienten in der AllgStrSchV angeführt sind, wie zum Beispiel die leicht flüchtigen Argon Isotope. In diesen Fällen wurden die Koeffizienten der Klasse F von Fe-60 für die Umrechnung der Aktivität in Dosis verwendet, da diese die restriktiven Faktoren aller produzierten Radionuklide sind. Eine Auflistung der spezifischen Aktivitäten, der für die Umrechnung verwendeten Lungenabsorptionsklassen sowie der daraus berechneten Dosiswerte für die produzierten Nuklide ist im Appendix in Tabelle 23 für den Eisenabsorber und Tabelle 24 für den Stahlabsorber gegeben.

Im Fall des Eisenblocks trägt Fe-53 mit rund 70% am meisten zur inhalierten Dosis eines Erwachsenen bei, danach kommen Fe-55 und Mn-54 mit jeweils 6%. Der hohe Anteil von Fe-53 kommt daher, dass für dieses Isotop die Dosiskoeffizienten von Fe-60 verwendet wurden und damit die Dosis sicher deutlich überschätzt wird. Ähnliches ergibt sich auch im Fall des Stahlabsorbers. Zwar kommt hier der größte relative Anteil vom Co-60 mit 46%, jedoch liegt Fe-53 mit 34% an zweiter Stelle und damit sicher deutlich über dem wahren Wert. Bei Fe-55 und Mn-54 sind es noch 3%. Das verdeutlicht noch einmal, dass die Dosis durch Inhalation sehr konservativ berechnet wurde.

Summiert man nun über die Dosisanteile sämtlicher Radionuklide und der externen Dosis, so erhält man schließlich die gesamte effektive Dosis einer Person der Altersgruppe g. Die Ergebnisse sind in Tabelle 21 für den Eisen- und den Stahlabsorber angeführt. Diese zeigen, dass in beiden Fällen der überwiegende Anteil der Dosis von der Inhalation der Radionuklide stammt. Des Weiteren führt, wie erwartet, die Aktivierung im Stahlabsorber in allen Altersgruppen zu einer höheren Dosis als beim reinen Eisenabsorber. Man sieht auch, dass die inhalierte Dosis mit dem Alter zunimmt, obwohl die Dosiskoeffizienten für ältere Personengruppen kleiner werden. Das lässt sich durch die Zunahme der Atmungsrate mit dem Alter erklären, was eine erhöhte Aufnahme von Radionukliden zur Folge hat. Daraus folgt, dass eine erwachsene Person im Fall des Stahlabsorbers die höchste Dosis erhält.

Somit erhält man für die obere Grenze der 50-Jahre-Folgedosis einer erwachsenen Person für das beschriebene Unfallszenarium einen Dosiswert von $E = 0,9 \text{ mSv}$.

Tabelle 21: Effektive Dosis E einer Person der Altersgruppe g als Summe der externen Dosis E_{ext} und der inhalierten Dosis E_{inh} bei vollständiger Verdampfung des aktivierten Absorbers aus Eisen bzw. Stahl. Alle angeführten Werte haben eine Unsicherheit von weniger als 1%.

g	Eisen			Stahl		
	E_{inh} μSv	E_{ext} μSv	E μSv	E_{inh} μSv	E_{ext} μSv	E μSv
< 1 a	185,7	57,9	243,6	423,5	67,1	490,6
1 - 2 a	197,3	57,9	255,2	474,5	67,1	541,6
2 - 7 a	250,2	57,9	308,1	557,9	67,1	625,0
7 - 12 a	312,8	57,9	370,7	632,1	67,1	699,2
12 - 17 a	361,2	57,9	419,1	724,9	67,1	792,0
> 17 a	422,3	57,9	480,2	838,7	67,1	905,8

8 Zusammenfassung

Die Abschirmwände der MedAustron Beschleunigeranlage sollen mit Hilfe einer neuen, für derartige Anlagen noch nicht verwendeten Bautechnologie, der Sandwichbauweise, errichtet werden. Der enorme Vorteil dieser Schichtbauweise liegt darin, dass damit die meterdicken Wände, die zur Abschirmung derartiger Hochenergie-Ionenbeschleunigeranlagen notwendig sind, im Vergleich zu den bisher verwendeten Betonwänden sehr kosten- und zeitsparend errichtet werden können. In dieser Arbeit wurde untersucht, ob diese Sandwichwände die für solche Abschirmungen notwendigen strahlenschutztechnischen Anforderungen erfüllen. Dazu wurden einerseits die Abschirm- und Aktivierungseigenschaften der Sandwichbauweise mit jenen der herkömmlichen Betonbauweise verglichen, andererseits wurde überprüft, ob die damit erwarteten Dosis- und Aktivitätswerte den in Österreich geltenden Strahlenschutzrichtlinien entsprechend der Allgemeinen Strahlenschutzverordnung (AllgStrSchV) genügen.

Um die Abschirmwirkung der Sandwichwand im Vergleich zur äquivalenten Betonwand zu bewerten, wurden Monte Carlo Studien mit FLUKA durchgeführt, welche unterschiedliche Betriebsszenarien bei MedAustron widerspiegeln. Mit Geometrie 1 und Geometrie 2 (siehe Abschnitt 4.1.1) wurde der Forschungsbetrieb in Bestrahlungsraum 1 simuliert, Geometrie 3 entspricht dem medizinischen Bestrahlungsraum 3 und mit Geometrie 4 wurden die Verluste im Synchrotron, anhand des horizontalen Strahlabsorbers, untersucht.

Die Ergebnisse zeigen für alle Szenarien, dass die in Sandwichbauweise errichteten Wände ebenso wie die Betonwände ausreichen, um die jährliche effektive Dosis außerhalb der Abschirmung jedenfalls weit unter den gesetzlich vorgegebenen Grenzwerten zu halten. Der direkte Vergleich der Sandwichwand, gefüllt mit Aushubmaterial der Dichte $2,4 \text{ g/cm}^3$, mit einer gleich dicken Betonwand derselben Dichte zeigt, dass die Abschirmwirkungen nahezu gleich sind. Bei genauerer Betrachtung sieht man sogar, dass die Dosis lateral vom Target und in Strahlrichtung außerhalb der Sandwichwand bis zu 20 % geringer ist als bei Beton, obwohl die Dosiswerte im Füllmaterial selbst höher sind als jene im Beton. Im Falle der seitlichen Wand in Bestrahlungsraum 1, welche schichtweise mit Aushubmaterial und MagnaDense 8S (Dichte $4,0 \text{ g/cm}^3$) gefüllt ist, erhält man außerhalb der Abschirmung eine bis zu 20 % höhere Dosis als bei der äquivalenten Betonabschirmung mit Schwerbeton. Daher wäre für das schwere Füllmaterial MagnaDense 8S eine Mindestdichte von $4,2 \text{ g/cm}^3$ erforderlich, um sicherzustellen, dass auch bei geschichteten Wänden dieselbe Abschirmwirkung wie bei Beton erreicht wird.

Um den Grund für die höheren Dosiswerte im Inneren der Sandwichwände herauszufinden, wurden die Fluenzspektren der unterschiedlichen Teilchenarten im Wandmaterial analysiert. Das Ergebnis zeigt, dass vor allem ein Überschuss an niederenergetischen Neutronen, die aufgrund des fehlenden Wasserstoffes weniger stark moderiert und eingefangen werden, zur Dosisdifferenz führt. Dieser Überschuss wird aber in der äußeren Betonschicht

kompensiert. Solange also das Aushubmaterial von 30 cm Beton umgeben ist, ist die Abschirmeigenschaft der Wand mindestens gleich gut wie bei Beton. Im Falle von Wanddurchbrüchen für Kabelführungen und Lüftungsschächte ist dies jedoch nicht gegeben, da hier ein gewöhnliches Metallrohr durch die Wand verlegt wird und somit die 30 cm Betonbegrenzung nicht vorhanden ist. Aufgrund dieser fehlenden Moderationsschicht werden mehr niederenergetische Neutronen aus dem Füllmaterial in den Durchbruch gestreut. Es ist jedoch davon auszugehen, dass der Dosisbeitrag dieser Streuteilchen im Vergleich zur Dosis der Strahlung, welche direkt durch den Durchbruch tritt, im Allgemeinen vernachlässigbar ist.

Für den Vergleich der Aktivierung der Sandwichwand zur äquivalenten Betonwand wurden Monte Carlo Simulationen durchgeführt, die von einem Betriebszeitraum der MedAustron Anlage von 100 Jahren ausgehen. Die für die Berechnung verwendete zylindersymmetrische Geometrie entspricht dem Bestrahlungsraum 1, welcher ausschließlich für Forschungszwecke vorgesehen ist. Dieser wurde gewählt, da aufgrund des Betriebes mit Protonen bis zu 800 MeV besonders im Bereich des in die Wand eingelassenen Strahlabsorbers mit hohen Aktivierungen des Wandmaterials zu rechnen ist. Für einen direkten Vergleich der Sandwichbauweise zur herkömmlichen Betonbauweise wurden sämtliche Berechnungen für beide Bauweisen durchgeführt.

Die Auswertung der Ortsdosisleistung im Raum, welche von der Aktivierung der bestrahlten Materialien herrührt, zeigt für die betrachteten Abklingzeiten keine signifikanten Unterschiede zwischen der Sandwichwand und der Betonwand. Das kommt daher, dass der Hauptteil der Dosis vom Bleitarget, vom Strahlabsorber und der im Raum befindlichen, äußeren Wandschicht stammt, während der Beitrag des Materials im Inneren der Wand vernachlässigbar ist.

Zur Bestimmung der Aktivitätsunterschiede von Füllmaterial und Beton wurden vier Testvolumen innerhalb der Abschirmung gewählt. TestVolumen1 und TestVolumen2 befinden sich in der Wand in Strahlrichtung und umgeben direkt den Strahlabsorber. Testvolumen3 befindet sich in der rückwärtigen Wand entgegen der Strahlrichtung. Diese drei Volumene dienen zum Vergleich von Aushubmaterial zum normalen Beton. Um die Eigenschaften des schweren Füllmaterials MagnaDense 8S und des Schwerbetons zu analysieren, wird Testvolumen4 in den Wänden lateral zum Strahl verwendet.

Der Vergleich der Aktivitäten in TestVolumen1, 2 und 3 zeigt deutliche Unterschiede für die verschiedenen Zerfallszeiten im betrachteten Zeitraum vom Strahloperationsende bis zu 50 Jahre danach. Das Verhältnis der Aktivierung von Füllmaterial zu Beton hängt neben der Zerfallszeit aber auch deutlich von der Position ab. So ist das Füllmaterial in TestVolumen1 zu Beginn und nach einem Jahr bis zu 25% stärker aktiviert als Beton, während in der Zeit dazwischen, aber auch nach mehreren Jahren, die Aktivität in Beton bis zu 27% überwiegt. In Testvolumen2 hingegen liegt die Aktivität im Füllmaterial immer über der in Beton, wobei

das Maximum des Überschusses mit 78% bereits nach einer Abklingzeit von 1 Minute erreicht wird. In TestVolumen3 ist die Aktivität im Füllmaterial nach 1 Minute sogar mehr als doppelt so hoch wie in Beton, der Unterschied verringert sich jedoch rasch nach längeren Zerfallszeiten. Im Fall vom TestVolumen4 sind die Aktivitätsunterschiede zwischen dem schweren Füllmaterial und dem Schwerbeton vernachlässigbar gering.

Um die Abklingzeit der beiden Materialien im Hinblick auf eine mögliche Freigabe nach § 79 der AllgStrSchV zu untersuchen, wurden die berechneten Aktivitäten mit den Freigabewerten aus Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV verglichen. Isotope, für die kein Freigabewert in Spalte 7 angegeben ist, die aber mehr als 1‰ zur gesamten Aktivität beitragen, wurden mit einem sehr konservativen Freigabewert von 0.1 Bq/g bewertet. Das Ergebnis zeigt, dass sich die notwendige Abklingzeit für das Füllmaterial nicht wesentlich von jener bei Beton unterscheidet. Somit erhält man, ausgehend von diesem konservativen Ansatz, eine notwendige Abklingzeit von 50 Jahren, bis eine uneingeschränkte Freigabe von TestVolumen1 möglich ist. Im Fall aller übrigen Wandteile sind Zeiten von weit unter einem Jahr ausreichend.

Im letzten Teil der Arbeit wird gezeigt, dass auch im Falle des Versagens der Sandwichabschirmung, unter der Annahme eines Hüllenbruchs der MedAustron-Anlage, keine ernst zu nehmenden radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung und die Bevölkerung zu erwarten sind. Dazu wird eine obere Grenze für die 50-Jahre-Folgedosis einer Einzelperson der Bevölkerung mithilfe eines einfachen aber sehr konservativen Worst-case-Szenarios abgeschätzt. Die Berechnungen zeigen, dass eine Person der Bevölkerung im schlechtesten Fall eine externe Dosis von $67,1 \pm 0,1$ uSv erhalten würde.

Für die 50-Jahre-Folgedosis einer erwachsenen Person durch Inhalation von radioaktivem Rauch oder Dampf, der bei einem Brand unkontrolliert durch ein Loch in der Gebäudewand tritt, ergibt sich eine obere Grenze von 839 ± 1 uSv. Die ermittelten Dosiswerte der übrigen Altersgruppen liegen unter diesem Wert und sind in Tabelle 21 angeführt. Die inkorporierte Dosis durch Ingestion kann als vernachlässigbar angesehen werden, da kein Ingestionspfad in diesem Szenarium denkbar ist.

Insgesamt ergibt das eine obere Grenze für die effektive Dosis einer Einzelperson der Bevölkerung, verursacht durch einen katastrophalen Unfall in der MedAustron-Anlage, von 906 ± 1 uSv. Da das angenommene Szenarium sehr konservativ ist, wird der wahre Wert weit unter dem berechneten liegen und somit auch unter dem gesetzlichen Grenzwert der höchstzulässigen Jahresdosis einer Einzelperson der Bevölkerung von 1 mSv. Deshalb kann der Schluss gezogen werden, dass ein Störfall in der MedAustron-Anlage unabhängig von der Ursache keine radiologisch bedenklichen Auswirkungen auf die die Bevölkerung und die Umwelt hat, welche spezielle Strahlenschutzmaßnahmen erfordern würden.

9 Diskussion

Wie bereits beschrieben, bietet die Sandwichbauweise durchaus berechtigte Vorteile gegenüber der Betonbauweise. So ist aufgrund der nicht erforderlichen Trockenphasen der Abschirmwände eine enorme Zeiteinsparung im Projektverlauf möglich. Des Weiteren kann, wie im Fall von MedAustron, das Aushubmaterial als Füllmaterial verwendet werden, was sowohl eine Reduktion der Materialkosten als auch der Transportkosten mit sich bringt, da das Aushubmaterial nicht von der Baustelle abtransportiert werden muss. Als weiterer wichtiger Vorteil ist die flexible Materialschichtung anzuführen, die beim Bau von MedAustron nur bedingt ausgenutzt wurde. Auf der anderen Seite dürfen aber auch die Nachteile im Vergleich zur Betonbauweise nicht außer Acht gelassen werden. Dies sind aus strahlenschutztechnischer Sicht vor allem das Fehlen an Langzeiterfahrung in Bezug auf die hier untersuchten Eigenschaften, sowie der Umgang mit losem, radioaktivem Material beim zukünftigen Rückbau der Wände. Auch kann ein geringes Absinken des Füllmaterials über einen langen Zeitraum, trotz der bestehenden Komprimierung, nicht restlos ausgeschlossen werden. Bautechnische Nachteile sind zum einen die fehlende Flexibilität bei der Umsetzung von komplexen Wandformen und zum anderen der hohe Aufwand bei der Nachbearbeitung der Wand, wie zum Beispiel beim Bohren von Durchbrüchen. Außerdem ist die Anwendung der Sandwichbauweise erst ab einer Mindestwandstärke von 1 m sinnvoll, da sonst der Abstand zwischen den Betonschichten nicht ausreicht um das Füllmaterial zu komprimieren.

Zusammenfassend kann aber festgestellt werden, dass die Forster-Sandwichbauweise für Abschirmwände von Hochenergie-Ionenbeschleunigern durchaus eine sehr gute Alternative zur Betonbauweise darstellt. Besonders im hier gezeigten Fall der Tumortheranlage MedAustron, ist die Bauweise hervorragend umsetzbar, da das zur Verfügung stehende Aushubmaterial geeignete chemische Voraussetzungen für ein Abschirmmaterial aufweist. Unter diesen Bedingungen sind weder in Bezug auf das Abschirmverhalten noch auf die Aktivierung der Sandwichwand nachteilige Auswirkungen im Vergleich zur Betonbauweise zu erwarten. Es muss jedoch berücksichtigt werden, dass diese Aussagen vorwiegend auf Monte Carlo Simulationen beruhen, die eventuelle systematische Unsicherheiten nicht ausschließen, wie zum Beispiel eine starke Inhomogenität in der chemischen Zusammensetzung oder der Dichte des Füllmaterials. Aus diesem Grund ist eine Überprüfung durch Messungen im Zuge der Betriebsbewilligung der MedAustron Anlage vorgesehen. Da dies aber, aufgrund des Baufortschritts, erst nach Fertigstellung dieser Arbeit erfolgt, können die Ergebnisse hier leider nicht mehr angeführt werden. Außerdem soll darauf hingewiesen werden, dass die Anwendbarkeit der Sandwichbauweise insbesondere von der chemischen Zusammensetzung der verwendeten Füllmaterialien abhängt, weshalb eine Übertragung der hier gezeigten Ergebnisse auf ähnliche Bauvorhaben nur bedingt möglich ist. Im Allgemeinen werden für neue Projekte entsprechende Studien erforderlich sein, um zuverlässige Aussagen treffen zu können.

10 Bibliographie

1. **MedAustron.** *Zentrum fuer Ionentherapie und Forschung B.04-03*. Einreichprojekt 2009, Teil B Vorhabensbeschreibung. Abschnitt B.04-03 Teilchenbeschleuniger : Version 2.0A, 28.05.2010.
2. **Forster, Jan.** *Construction for Buildings Protected against Radiation / Baukoerper fuer Strahlenschutzbauwerke*. PCT/EP2003/014941 WIPO Patent, 29. Juli 2004. IPC: G21F 1/12.
3. **MedAustron.** *Zentrum fuer Ionentherapie und Forschung B.02*. Einreichprojekt 2009, Teil B Vorhabensbeschreibung. Abschnitt B.02 Allgemeine Vorhabensbeschreibung : Version 2.0A, 28.05.2010.
4. **RR, Wilson.** Radiological Use of Fast Protons. 1946, Bd. 47, S. 487-491.
5. **T.Auberger, E. Griesmayer.** *Das Projekt MedAustron*. 2. Wiener Neustadt : Fotec - Forschungs- und Technologietransfer GmbH, 2007. 978-3-200-00932-5.
6. EBG MedAustron Website. *Weissbuecher*. [Online] Zowack PR & Communications. [Zitat vom: 22. 07 2013.] <http://www.medaustron.at/forschung/forschungsinfrastruktur/weissbuecher/>.
7. **Jägerhofer, Lukas.** *Shielding and Radiation studies for MedAustron*. Wien : Dissertation eingereicht an der TU Wien, 09. Dezember 2011.
8. **MedAustron.** *Zentrum fuer Ionentherapie und Forschung B.04-03 Abendum*. Einreichprojekt 2009, Nachreichung 2011. B.04-03 - Abendum Beschleuniger: Sandwichbauweise : Version 1.0, 12.10.2011.
9. **Jernunger, C.** *Indicative Product Specification 2010, MagnaDense 8S*. MINELCO. 19.11.2009. S. 1, Produktspezifikation.
10. **International Commission on Radiological Protection.** Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. *ICRP Publication 74*. 1996, Bd. 26, 3-4.
11. **Krieger, Hanno.** *Grundlagen der Strahlungsphysik und des Strahlenschutzes*. 3. s.l. : Vieweg+Teubner, 2009. 978-3-8348-0801-1.
12. **Turner, James E.** *Atoms, Radiation, and Radiation Protection*. 3. Weinheim : WILEY-VCH Verlag, 2007. 978-3-527-40606-7.
13. **International Commission on Radiation Units and Measurements.** Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation. *ICRU Report 60*. 1998.
14. **International Commission on Radiological Protection.** The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. *ICRP Publication 103*. 2007, Bd. 37, 2-4.
15. **International Commission on Radiation Units and Measurements.** Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources. *ICRU Report 39*. 1985.
16. **International Commission on Radiological Protection.** Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures. *ICRP Report 116*. 2012, Bd. 40, 2-5.

-
17. **Knoll, G.F.** *Radiation Detection and Measurement*. New York : Willey & Sons, 2000.
18. **Brauer, Heinz, [Hrsg.]**. *Handbuch des Umweltschutzes und der Umweltschutztechnik*. s.l. : Springer Berlin Heidelberg, 1997. Bd. Band 1: Emissionen und ihre Wirkungen. 978-3-642-63892-3.
19. **Rinard, P.M.** *Neutron interactions with matter, Passive Nondestructive Assay of Nuclear Material*., Los Alamos : s.n., 1991. S. 357 -377, Technical Report NUREG/CR-5550, LA-UR-90-732.
20. **NNDC**. National Nuclear Data Center. *Evaluated Nuclear Data File (ENDF)*. [Online] Brookhaven National Laboratory, 22. December 2011. [Zitat vom: 16. June 2013.] <http://www.nndc.bnl.gov/exfor/endl00.jsp>.
21. **Leory, C. und Rancoita, P.G.** *Principles of radiation interaction in matter and detection*. 2nd ed. Singapore : World Scientific, 2009.
22. **J. Beringer et al. (Particle Data Group)**. Review of Particle Physics. *Phys. Rev. D*. 2012, Bd. 86, 010001.
23. **Lilley, J.S.** Nuclear physics: principles and applications. *Manchester Physics Series*. New York : Wiley, 2001.
24. **Agency, IAEA - International Atomic Energy**. IAEA Benchmark of Spallation Models . *IAEA Nuclear Data Services*. [Online] 26. June 2012. [Zitat vom: 18. July 2013.] <http://www-nds.iaea.org/spallations/>.
25. **Braun-Munzinger, Peter und Stachel, Johanna**. Pion Production in Heavy-Ion Collisions. *Annual Review of Nuclear and Particle Science*. 1987, Bd. 37, S. 97-131.
26. **A. Fasso J. Ranft A. Ferrari, P. R. Sala**. *Fluka: a multi-particle transport code*. s.l. : CERN 2005-10, 2005.
27. **P. R. Sala F. Cerutti A. Ferrari S. Roesler A. Fasso J. Ranft G. Battistoni, S. Muraro**. The fluka code: Description and benchmarking. [Hrsg.] M. Albrow R. Raja. 2007, Bd. 896, S. 31 - 49. Proceedings of the Hadronic Shower Simulation Workshop 2006, Fermilab 6- 8 September 2006.
28. **Ranft, J.** Monte Carlo calculation of energy deposition by the nucleon-meson cascade and total-absorption-nuclear-cascade (TANC) counters. *Nuclear Instruments and Methods*. 81, 1970, Bde. 29-35.
29. **S. Roesler, R. Engel, J.Ranft**. The Monte Carlo Event Generator DPMJET-III. [Hrsg.] F. Barao, M. Nakagawa, L. Tavora, P. Vaz A. Kling. *Monte Carlo 2000*. 2001, Bde. 1033-1038.
30. **Theis C., Buchegger K.H., Brugger M., Forkel-Wirth D., Roesler S., Vincke H.,** Interactive three dimensional visualization and creation of geometries for Monte Carlo calculations. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*. A 562, 2006, S. 827-829 .
31. **Ferrari, Alfredo und Sala, Paola R.** The Physics of High Energy Reactions. *Workshop on Nuclear Reaction Data and Nuclear Reactors Physics, Design and Safety*. 1996.
32. **Bertini, Hugo W.** Low-Energy Intranuclear Cascade Calculation. *Physical Review*. August 1963, Bd. 131, 4, S. 1801-1821.
-

33. **Metropolis, N. et al.** Monte Carlo Calculations on Intranuclear Cascades. I. Low-Energy Studies. *Physical Review*. 1958, Bd. 110, 1, S. 185-203.
34. **Metropolis, N. et al.** Monte Carlo Calculations on Intranuclear Cascades. II. High-Energy Studies and Pion Processes. *Physical Review*. 1958, Bd. 110, 1, S. 204-219.
35. **A. Ferrari, P.R. Sala.** Physics of showers induced by accelerator beams. [Hrsg.] CEA. "*Frédéric Joliot*" Summer School in Reactor Physics. 1995, Bd. 1.
36. **Barbier, Marcel M.** *Induced Radioactivity*. Amsterdam : North-Holland, 1969.
37. **Roesler, S., Vincke, H. und Theis, C.** Induced Radioactivity in and around high-energy Particle Accelerators. *Radiation Protection Dosimetry*. 2011.
38. **Cetnar, Jerzy.** General solution of bateman equations for nuclear transmutations. *Annals of Nuclear Energy*. 2006, Bd. 33, 7, S. 640 - 645.
39. **Nischer, Peter Dr.** *MedAustron, Betonzusammensetzung*. Vereinigung der Oesterreichischen Zementindustrie, Forschungsinstitut, Reiserstrasse 53, A-1030 Wien. 01.03.2010. S. 1, Produktspezifikation. zur Verfügung gestellt von Moser Architekten Ziviltechniker GmbH.
40. **Effenberger, Christian DI.** *MedAustron Bodenzusammensetzung*. ESW Consulting WRUSS ZT GmbH, Rosasgasse 25-27, A-1120 Wien. 2009. S. 1, Chemische Bodenanalyse, durchgeführt im Rahmen der UVP.
41. **Rammer, Hubert DI.** *Forster Verdichtung Fuellmaterial*. [Email vom 10.11.2010]
42. **Seibersdorf Laboratories.** Akkreditierte Prüfstelle (Nr. 312) für Chemische Analytik. *Prüfbericht Nr. LC 1864/10k (korrigierte Fassung)*. 17.01.2011.
43. **Battistoni, G. und others.** FLUKA capabilities and CERN applications for the study of radiation damage to electronics at high-energy hadron accelerators. *Progr. in Nucl. Science and Techn.* 2011, Bd. 2, S. 948 - 954.

11 Abbildungsverzeichnis

Abbildung 1 – Layout der MedAustron-Beschleunigeranlage mit den 4 Bestrahlungsräumen (IR). (1).....	6
Abbildung 2 - Schematische 3D Darstellung der MedAustron Betonabschirmung mit der berechneten, effektiven Jahresdosis. Das Dach der Anlage ist wegen der besseren Übersicht ausgeblendet. Normalbeton ist grau, Schwerbeton schwarz dargestellt. (7).....	8
Abbildung 3 – Schematische Darstellung der MedAustron Abschirmwände in Sandwichbauweise. Horizontaler Schnitt in Strahlhöhe.....	10
Abbildung 4 – Schematische Darstellung der Umsetzung einer Betonwand (a) und einer schichtweise aufgebauten Wand aus Beton und Schwerbeton (b) in die entsprechende Sandwichbauweise. 10	10
Abbildung 5 – Wechselwirkungsprozesse der Photonen in Materie. (18).....	15
Abbildung 6 - Abhängigkeit der Photonenwechselwirkungen von der Kernladungszahl Z des Absorbers als Funktion der Photonenenergie. (18).....	16
Abbildung 7 – Einteilung unterschiedlicher Neutronenwechselwirkungen (WW). (11), (17), (19).....	17
Abbildung 8 – Totaler Neutronenquerschnitt von Eisen. (20)	18
Abbildung 9 – Ionisationsdichte als Funktion der in Luft zurückgelegten Distanz eines α -Teilchens - (Bragg Kurve). (23)	20
Abbildung 10 – Bremsvermögen (total loss), Stoß- (collision loss) und Strahlungsbremsvermögen (radiative loss) von Elektronen in Wasser in Abhängigkeit ihrer Energie. (21)	22
Abbildung 11 – Darstellung der nuklearen Wechselwirkungsprozesse (Spallation) eines hochenergetischen Protons mit einem Atomkern. (24)	23
Abbildung 12 – Referenzkonversionskoeffizienten zur Berechnung der effektiven Dosis aus Neutronenfluenzspektren für unterschiedliche Bestrahlungsgeometrien: Antero-posterior (AP), postero-anterior (PA), rechts-lateral (R-LAT), links-lateral (L-LAT), rotierend (ROT), isotrop (ISO). (16).....	29
Abbildung 13 – Produktion und Zerfall von drei Isotopen mit unterschiedlichen Halbwertszeiten $T_{1/2}$. (36).....	31
Abbildung 14 – Schematische Darstellung des Beschleunigerkomplexes von MedAustron für die Berechnungen im Rahmen der UVP (1).....	32
Abbildung 15 – Geometrie 1 zur Simulation von Bestrahlungsraum 1 ohne Schwerbeton.....	33
Abbildung 16 – Geometrie 2 zur Simulation von Bestrahlungsraum 1. Die Seitenwand beinhaltet eine Schwermaterialschicht ($4,0 \text{ g/cm}^3$) und ist daher dünner als bei Geometrie 1 in Abbildung 15. Die übrigen Abmessungen sind ident.....	34
Abbildung 17 – Geometrie 3 zur Simulation von Bestrahlungsraum 3.	35
Abbildung 18 - Geometrie 4 zur Simulation des Verlustpunktes BDH (Horizontaler Strahlabsorber) in der Synchrotronhalle.....	36

11 - Abbildungsverzeichnis

Abbildung 19 – Effektive Jahresdosis bei Verwendung der Sandwichbauweise von Geometrie 1 und der in Tabelle 3 angegebenen Teilchenintensitäten. Die rote Linie markiert die 0,1 mSv Grenze.....	39
Abbildung 20 – Referenzwerte für die effektive Jahresdosis bei Verwendung der Geometrie 1 in Vollbeton und den in Tabelle 3 angegebenen Teilchenintensitäten. Die blaue Linie markiert die 0,1 mSv Grenze. Zum Vergleich ist auch die 0,1 mSv Grenze bei der Sandwichbauweise als rote Linie dargestellt.	40
Abbildung 21 – Verhältnis der effektiven Jahresdosis von der Sandwichabschirmung zur Betonabschirmung für Geometrie 1.	41
Abbildung 22 – Effektive Jahresdosis berechnet mit Geometrie 2 für die Sandwichtechnologie (links) und als Vergleich für Beton (rechts). Die verwendeten Teilchenintensitäten sind in Tabelle 3 angegebenen. Die rote Linie markiert die 0,1 mSv Grenze bei Verwendung der Sandwichbauweise, die blaue Linie gilt für Beton.....	42
Abbildung 23 – (a) Verhältnis der effektiven Jahresdosis von der Sandwichabschirmung zur Betonabschirmung für Geometrie 2. (b) Dasselbe Verhältnis bei Erhöhung der Dichte des schweren Füllmaterials auf $4,2 \text{ g/cm}^3$	43
Abbildung 24 – Effektive Jahresdosis berechnet mit Geometrie 3 für die Sandwichtechnologie (links) und als Vergleich für Beton (rechts). Die Teilchenintensitäten sind in Tabelle 4 angegebenen. Die rote Linie markiert die 0,1 mSv Grenze bei Verwendung der Sandwichbauweise, die blaue Linie gilt für Beton.	45
Abbildung 25 – Verhältnis der effektiven Jahresdosis von der Sandwichabschirmung zur Betonabschirmung für Geometrie 3. Die weißen Bereiche zeigen Werte außerhalb der Skala.....	46
Abbildung 26 – Effektive Jahresdosis berechnet mit Geometrie 4 für die Sandwichtechnologie (links) und für Beton (rechts). Die Teilchenintensitäten sind in Tabelle 5 angegebenen. Die rote Linie markiert die 0,1 mSv Grenze bei Verwendung der Sandwichbauweise, die blaue Linie gilt für Beton.	47
Abbildung 27 – Verhältnis der effektiven Jahresdosis von der Sandwichabschirmung zur Betonabschirmung für Geometrie 4.	48
Abbildung 28 – Relative Unsicherheit der effektiven Jahresdosis für Bestrahlungsraum 1 bei Verwendung der Sandwichbauweise (Geometrie 1 mit Füllmaterial $2,4 \text{ g/cm}^3$ und Geometrie 2 mit Füllmaterial $4,0 \text{ g/cm}^3$). Die rote Linie markiert die 10 % Grenze.	50
Abbildung 29 – Relative Unsicherheit der effektiven Jahresdosis für die Sandwichbauweise bei Bestrahlungsraum 3. Die rote Linie markiert die 10 % Grenze.	51
Abbildung 30 – Relative Unsicherheit der effektiven Jahresdosis für die Sandwichbauweise beim Verlustpunkt BDH. Die rote Linie markiert die 10 % Grenze.....	52
Abbildung 31 – Lage der ringförmigen Volumina zum Vergleich der Fluenzspektren von Beton und der Sandwichbauweise für das normale Füllmaterial. Die Ringe liegen 6 m in Strahlrichtung vom Blei-Target entfernt, da dort lateral die höchste Dosis auftritt.	54
Abbildung 32 – Schnitt durch die ringförmigen Volumina der Geometrie von Bestrahlungsraum 1 mit normalem Füllmaterial. Die Abstände der einzelnen Ringe zur Strahlachse sind in cm angegeben.	55
Abbildung 33 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) in der inneren Betonschicht bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV.....	57

Abbildung 34 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) im Füllmaterial bei Sandwichbauweise bzw. im Beton bei Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV.....	57
Abbildung 35 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) in der äußeren Betonschicht bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV.....	58
Abbildung 36 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) außerhalb der Abschirmwand bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV.....	58
Abbildung 37 - Fluenzspektren von Neutronen (n) außerhalb der Abschirmwand bei Sandwich- und Betonbauweise mit linearer Ordinatenachse.	61
Abbildung 38 – Lage der ringförmigen Volumina zum Vergleich der Fluenzspektren von Beton und der Sandwichbauweise für das schwere Füllmaterial. Die Ringe liegen 5,5 m in Richtung des Strahls vom Blei-Target entfernt.....	62
Abbildung 39 – Schnitt durch die ringförmigen Volumina der Geometrie von Bestrahlungsraum 1 mit schwerem Füllmaterial. Die Abstände der einzelnen Ringe zur Strahlachse sind in cm angegeben.	63
Abbildung 40 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) in der inneren Betonschicht bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV.....	64
Abbildung 41 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) im schweren Füllmaterial bei Sandwichbauweise bzw. im Schwerbeton bei Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV.....	64
Abbildung 42 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) im Füllmaterial bei Sandwichbauweise bzw. im Beton bei Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV.....	65
Abbildung 43 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) in der äußeren Betonschicht bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV.....	65
Abbildung 44 – Vergleich der Fluenzspektren von Neutronen (n), Photonen (g), Elektronen (e) und Protonen (p) außerhalb der Abschirmwand bei Sandwich- und Betonbauweise für den Protonenstrahl mit einer Energie von 800 MeV.....	66
Abbildung 45 – Geometrie zur Simulation von Bestrahlungsraum 1. Die Seitenwand beinhaltet eine Schwermaterialschicht mit $4,0 \text{ g/cm}^3$	69
Abbildung 46 – Schnitt durch die Simulationsgeometrie. Die TestVolumen1 – 4 werden für den Vergleich der Aktivierung von Füllmaterial und Beton verwendet.	70
Abbildung 47 – Dosisraten in IR1 nach einer Abklingzeit von 1 Minute bzw. 1 Stunde. Vergleich von Sandwichbauweise (links) und Betonabschirmungen (rechts).....	73
Abbildung 48 – Dosisraten in IR1 nach einer Abklingzeit von 1 Tag bzw. 1 Woche. Vergleich von Sandwichbauweise (links) und Betonabschirmungen (rechts).....	74
Abbildung 49 – Dosisraten in IR1 nach einer Abklingzeit von 1 Monat bzw. 1 Jahr. Vergleich von Sandwichbauweise (links) und Betonabschirmungen (rechts).....	75

Abbildung 50 – Summe der Quotienten aus Aktivität (A_i) und Freigabewerte (FG_i) der radioaktiven Isotope i in **TestVolumen1** für unterschiedliche Abklingzeiten. Die dunklen Balken zeigen die Summe aller Isotope i , für die ein Freigabewert in Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV gegeben ist. Die hellen Balken beinhalten auch jene Isotope für die ein konservativer Freigabewert von 0,1 Bq/g angenommen wurde..... 82

Abbildung 51 – Summe der Quotienten aus Aktivität (A_i) und Freigabewerte (FG_i) der radioaktiven Isotope i in **TestVolumen2** für unterschiedliche Abklingzeiten. Die dunklen Balken zeigen die Summe aller Isotope i , für die ein Freigabewert in Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV gegeben ist. Die hellen Balken beinhalten auch jene Isotope für die ein konservativer Freigabewert von 0,1 Bq/g angenommen wurde..... 85

Abbildung 52 – Summe der Quotienten aus Aktivität (A_i) und Freigabewerte (FG_i) der radioaktiven Isotope i in **TestVolumen3** für unterschiedliche Abklingzeiten. Die dunklen Balken zeigen die Summe aller Isotope i , für die ein Freigabewert in Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV gegeben ist. Die hellen Balken beinhalten auch jene Isotope für die ein konservativer Freigabewert von 0,1 Bq/g angenommen wurde..... 87

Abbildung 53 – Summe der Quotienten aus Aktivität (A_i) und Freigabewerte (FG_i) der radioaktiven Isotope i in **TestVolumen4** für unterschiedliche Abklingzeiten. Die dunklen Balken zeigen die Summe aller Isotope i , für die ein Freigabewert in Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV gegeben ist. Die hellen Balken beinhalten auch jene Isotope für die ein konservativer Freigabewert von 0,1 Bq/g angenommen wurde..... 89

Abbildung 54: Schematische Darstellung eines Strahlabsorbers zur Berechnung der Aktivierung..... 92

Abbildung 55: Schnitt durch den Strahlabsorber von der Seite (a) und in Strahlrichtung (b), mit den entsprechenden Bemaßungen in cm. Graue Flächen stehen für Beton, braune für Eisen bzw. Stahl..... 93

Abbildung 56: Effektive Dosisrate um den Strahlabsorber nach 10 Jahren Operation und einer Abklingzeit von 10 Minuten für Eisen bzw. Stahl. Die beiden Bilder zeigen einen Schnitt durch den Absorber-Grundriss in Strahlhöhe. 97

12 Tabellenverzeichnis

Tabelle 1 – Strahlparameter für den Maximalbetrieb bei der Extraktion aus dem Synchrotron. (1)	7
Tabelle 2 – Obere und untere Grenzen der Energiebereiche einer Auswahl der mit FLUKA simulierbaren Teilchen (25), mit und ohne Verwendung des Zusatzmodells DPMJET (28). Werte für Startteilchen sind in Klammern angegeben, sofern sie von den normalen Grenzwerten abweichen.	25
Tabelle 3 – Bestrahlungsszenarien für Bestrahlungsraum 1	34
Tabelle 4 – Bestrahlungsszenarien für Bestrahlungsraum 3	36
Tabelle 5 – Bestrahlungsszenarien für den Horizontalen Strahlabsorber BDH	37
Tabelle 6 – Chemische Zusammensetzung der für die Berechnungen verwendeten Materialien in Gewichtsprozent laut (9), (38) und (39) mit den Spurenelementen Co, Cs und Eu nach (41).....	38
Tabelle 7 – Die für die Simulation verwendeten und in den Quellen (9), (38) und (40) angegebenen Dichten der Materialien.	38
Tabelle 8 – Berechnete effektive Dosis E aus den Spektren der einzelnen Teilchenarten für die Sandwich- und Betonbauweise außerhalb der Wand (Luft außen), sowie der relative Anteil zur Gesamtdosis. ΔE ist die relative Unsicherheit der effektiven Dosis.	61
Tabelle 9 – Volumen, Gewicht und Materialien der vier zylindrischen Wandabschnitte, welche für die Aktivitätsberechnungen verwendet werden.....	69
Tabelle 10 – Vergleich der spezifischen Aktivität im Testvolumen1 für unterschiedliche Zerfallszeiten bei Verwendung von leichtem Füllmaterial ($A_{\text{Füllung}}$) bzw. Beton (A_{Beton}).....	76
Tabelle 11 – Vergleich der spezifischen Aktivität im Testvolumen2 für unterschiedliche Zerfallszeiten bei Verwendung von leichtem Füllmaterial ($A_{\text{Füllung}}$) bzw. Beton (A_{Beton}).....	77
Tabelle 12 – Vergleich der spezifischen Aktivität im Testvolumen3 für unterschiedliche Zerfallszeiten bei Verwendung von leichtem Füllmaterial ($A_{\text{Füllung}}$) bzw. Beton (A_{Beton}).....	77
Tabelle 13 – Vergleich der spezifischen Aktivität im Testvolumen4 für unterschiedliche Zerfallszeiten bei Verwendung von MagnaDense 8S (A_{Magna}) bzw. Schwerbeton ($A_{\text{Schwerbeton}}$)	78
Tabelle 14 – Spezifische Aktivität A mit Unsicherheit ΔA der radioaktiven Isotope im Füllmaterial sowie im Beton für Testvolumen1 nach einer Abklingzeit von 1 Jahr. Auch die Quotienten der beiden Aktivitäten, sowie der Aktivitäten zu den Freigabewerten (FG) aus Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV sind angeführt.....	80
Tabelle 15 – Spezifische Aktivität A mit Unsicherheit ΔA der radioaktiven Isotope im Füllmaterial sowie im Beton für Testvolumen2 nach einer Abklingzeit von 1 Jahr. Auch die Quotienten der beiden Aktivitäten, sowie der Aktivitäten zu den Freigabewerten (FG) aus Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV sind angeführt.....	83
Tabelle 16 – Spezifische Aktivität A mit Unsicherheit ΔA der radioaktiven Isotope im Füllmaterial sowie im Beton für Testvolumen3 nach einer Abklingzeit von 1 Jahr. Auch die Quotienten der beiden Aktivitäten,	

sowie der Aktivitäten zu den Freibewerten (FG) aus Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV sind angeführt.....	86
Tabelle 17 – Spezifische Aktivität A mit Unsicherheit ΔA der radioaktiven Isotope im Füllmaterial sowie im Beton für Testvolumen4 nach einer Abklingzeit von 1 Jahr. Auch die Quotienten der beiden Aktivitäten, sowie der Aktivitäten zu den Freibewerten (FG) aus Tabelle 1, Spalte 7 der AllgStrSchV sind angeführt. Legende siehe	88
Tabelle 18: Jährliche totale Intensitäten der verschiedenen Strahlteilchen, die in den Bestrahlungsräumen T1 –T4 bzw. am Strahlabsorber zu erwarten sind. T1 bis T4 bezeichnet die 4 Bestrahlungsräume der Reihe nach vom Synchrotron bis zum Strahlabsorber am Ende der Transferlinie.	94
Tabelle 19: Zusammensetzung des verwendeten Stahls mit den entsprechenden Anteilen in Gewichtsprozent (Gew.%)	94
Tabelle 20: Atmungsraten Vr fuer Personen unterschiedlicher Altersgruppen g	96
Tabelle 21: Effektive Dosis E einer Person der Altersgruppe g als Summe der externen Dosis E_{ext} und der inhalierten Dosis E_{inh} bei vollständiger Verdampfung des aktivierten Absorbers aus Eisen bzw. Stahl. Alle angeführten Werte haben eine Unsicherheit von weniger als 1%.....	99
Tabelle 22: Spezifische Aktivität a_j und totale Aktivität A_j der Radionuklide j im Strahlabsorber für die Materialien Eisen und Stahl nach folgender Operation:	113
Tabelle 23: Spezifische Aktivität $a_{j,Luft}$ im Luftvolumen der Beschleunigerhalle (14000 m^3) durch die im Eisenabsorber produzierten Radionuklide j_{Eisen} und die daraus resultierende Dosis $D(g)$ durch Inhalation für die verschiedenen Altersgruppen g bei einer Verweildauer von 1h.....	119
Tabelle 24: Spezifische Aktivität $a_{j,Luft}$ im Luftvolumen der Beschleunigerhalle (14000 m^3) durch die im Stahl produzierten Radionuklide j_{Stahl} und die daraus resultierende Dosis $D(g)$ durch Inhalation für die verschiedenen Altersgruppen g bei einer Verweildauer von 1h.	122

13 Appendix

Tabelle 22: Spezifische Aktivität a_j und totale Aktivität A_j der Radionuklide j im Strahlabsorber für die Materialien Eisen und Stahl nach folgender Operation:

10 Jahre Bestrahlung mit $3,17 \cdot 10^9$ Protonen/s von 800 MeV und 10 min Abkühlung.

Das Volumen des Absorbers beträgt $6,4 \cdot 10^5 \text{ cm}^3$, Δ_j sind die relativen Unsicherheiten und Isomere sind mit einem „m“ hinter dem Nuklidnamen gekennzeichnet.

j	Eisen			Stahl		
	a_j	A_j	Δ_j	a_j	A_j	Δ_j
	Bq/cm3	Bq		Bq/cm3	Bq	
H - 3	1,98E+01	1,27E+07	0,2%	1,99E+01	1,28E+07	0,1%
Be - 7	1,43E+00	9,13E+05	0,5%	1,77E+00	1,14E+06	0,4%
Be - 10	1,65E-06	1,06E+00	1,5%	2,00E-06	1,28E+00	1,7%
Be - 11	8,27E-16	5,29E-10	7,9%	9,47E-16	6,06E-10	4,8%
C - 10	1,44E-11	9,25E-06	5,2%	3,11E-11	1,99E-05	3,2%
C - 11	3,49E-01	2,23E+05	1,0%	1,12E+00	7,19E+05	0,6%
C - 14	3,21E-04	2,06E+02	1,8%	3,29E-04	2,11E+02	1,3%
N - 13	3,80E-02	2,43E+04	1,3%	4,31E-02	2,76E+04	3,8%
N - 16	3,63E-27	2,32E-21	2,8%	3,80E-27	2,43E-21	3,5%
O - 14	1,68E-05	1,07E+01	12,2%	1,90E-05	1,22E+01	6,8%
O - 15	2,64E-03	1,69E+03	2,3%	3,34E-03	2,14E+03	2,1%
O - 19	2,86E-09	1,83E-03	5,9%	3,43E-09	2,20E-03	4,5%
O - 20	1,30E-16	8,30E-11	12,7%	1,38E-16	8,84E-11	11,4%
F - 17	3,00E-05	1,92E+01	6,9%	5,27E-05	3,37E+01	3,0%
F - 18	6,13E-02	3,93E+04	3,6%	1,33E-01	8,48E+04	1,5%
F - 20	6,99E-16	4,47E-10	12,7%	7,45E-16	4,77E-10	11,4%
Ne - 19	4,70E-13	3,01E-07	5,3%	7,97E-13	5,10E-07	4,6%
Ne - 23	1,18E-07	7,56E-02	7,0%	1,81E-07	1,16E-01	7,8%
Ne - 24	2,23E-04	1,43E+02	15,8%	2,30E-04	1,47E+02	16,8%
Na - 21	4,21E-11	2,69E-05	8,2%	1,88E-10	1,21E-04	5,2%
Na - 22	2,17E-02	1,39E+04	4,8%	2,33E-01	1,49E+05	1,6%
Na - 24	4,90E-02	3,14E+04	2,8%	1,08E-01	6,93E+04	2,1%
Na - 25	5,77E-06	3,69E+00	6,8%	1,26E-05	8,09E+00	6,8%
Mg - 23	4,76E-19	3,04E-13	12,8%	6,32E-18	4,04E-12	2,8%
Mg - 27	8,75E-03	5,60E+03	6,5%	2,04E-02	1,31E+04	3,9%
Mg - 28	2,96E-03	1,89E+03	10,2%	4,65E-03	2,98E+03	8,9%
Al - 25	1,20E-28	7,66E-23	23,5%	4,26E-27	2,72E-21	2,1%
Al - 26	2,04E-07	1,30E-01	4,4%	4,97E-06	3,18E+00	0,6%
Al - 26m				1,76E-29	1,13E-23	0,6%
Al - 28	8,81E-03	5,64E+03	3,9%	5,81E-02	3,72E+04	1,0%
Al - 29	1,66E-02	1,07E+04	3,7%	3,41E-02	2,18E+04	2,6%
Si - 31	9,15E-02	5,86E+04	2,7%	3,20E-01	2,05E+05	1,0%
Si - 32	8,76E-04	5,60E+02	5,4%	9,65E-04	6,18E+02	4,2%
P - 30	8,74E-03	5,59E+03	1,9%	9,08E-03	5,81E+03	2,8%
P - 32	4,73E-01	3,03E+05	0,9%	4,69E-01	3,00E+05	1,2%

P - 33	2,61E-01	1,67E+05	1,6%	2,68E-01	1,71E+05	0,9%
P - 34	1,37E-16	8,76E-11	3,0%	1,45E-16	9,28E-11	4,1%
P - 35	1,29E-06	8,25E-01	7,8%	1,38E-06	8,83E-01	8,0%
S - 35	3,91E-01	2,50E+05	1,1%	3,96E-01	2,53E+05	1,4%
S - 37	1,35E-03	8,64E+02	7,2%	1,40E-03	8,93E+02	11,5%
S - 38	9,51E-04	6,09E+02	21,2%	1,65E-03	1,06E+03	18,8%
S - 39				2,71E-20	1,73E-14	66,1%
Cl - 34	3,57E-02	2,28E+04	2,2%	3,69E-02	2,36E+04	1,7%
Cl - 34m	8,00E-02	5,12E+04	2,2%	8,28E-02	5,30E+04	1,7%
Cl - 36	4,79E-05	3,07E+01	0,5%	1,19E-04	7,61E+01	0,3%
Cl - 38	1,42E-01	9,08E+04	1,5%	1,59E-01	1,02E+05	1,0%
Cl - 39	3,71E-02	2,37E+04	4,0%	3,67E-02	2,35E+04	3,7%
Cl - 40	1,68E-05	1,07E+01	5,8%	1,66E-05	1,06E+01	12,7%
Cl - 41	7,35E-09	4,71E-03	27,2%	5,45E-09	3,49E-03	66,1%
Ar - 37	1,28E+00	8,17E+05	0,7%	1,31E+00	8,36E+05	0,6%
Ar - 39	3,59E-02	2,30E+04	0,5%	2,18E-01	1,39E+05	0,2%
Ar - 41	6,20E-02	3,97E+04	2,4%	8,27E-02	5,30E+04	2,1%
Ar - 42	2,46E-03	1,57E+03	4,5%	2,52E-03	1,61E+03	5,4%
Ar - 43	2,56E-04	1,64E+02	24,8%	2,46E-04	1,58E+02	28,5%
Ar - 44	3,45E-05	2,21E+01	99,0%			
K - 38	6,43E-02	4,11E+04	1,6%	7,06E-02	4,52E+04	1,9%
K - 40	2,22E-08	1,42E-02	0,3%	8,09E-08	5,18E-02	0,2%
K - 42	8,61E-01	5,51E+05	0,9%	3,10E+00	1,98E+06	0,5%
K - 43	2,76E-01	1,77E+05	1,8%	2,95E-01	1,88E+05	1,3%
K - 44	3,05E-02	1,95E+04	2,9%	3,18E-02	2,03E+04	4,2%
K - 45	4,23E-03	2,71E+03	7,0%	4,47E-03	2,86E+03	7,0%
K - 46	1,42E-05	9,06E+00	32,4%	1,18E-05	7,55E+00	44,1%
Ca - 41	2,41E-04	1,54E+02	0,5%	2,46E-04	1,58E+02	0,4%
Ca - 45	8,44E-01	5,40E+05	0,9%	8,87E-01	5,68E+05	0,6%
Ca - 47	9,59E-03	6,14E+03	5,4%	9,28E-03	5,94E+03	4,6%
Sc - 42m	2,64E-04	1,69E+02	0,7%	2,65E-04	1,70E+02	1,0%
Sc - 43	2,23E+00	1,42E+06	0,6%	2,28E+00	1,46E+06	0,3%
Sc - 44	9,50E+00	6,08E+06	0,1%	9,69E+00	6,20E+06	0,1%
Sc - 44m	4,71E+00	3,01E+06	0,2%	4,81E+00	3,08E+06	0,2%
Sc - 46	6,77E+00	4,33E+06	0,2%	7,14E+00	4,57E+06	0,2%
Sc - 46m	7,89E-10	5,05E-04	0,3%	8,31E-10	5,32E-04	0,3%
Sc - 47	3,23E+00	2,07E+06	0,3%	3,49E+00	2,23E+06	0,3%
Sc - 48	7,47E-01	4,78E+05	0,6%	8,44E-01	5,40E+05	0,8%
Sc - 49	6,82E-02	4,36E+04	2,2%	7,51E-02	4,81E+04	2,3%
Sc - 50	7,52E-05	4,81E+01	7,3%	8,36E-05	5,35E+01	9,1%
Sc - 51	1,68E-19	1,08E-13	99,0%	5,61E-19	3,59E-13	50,0%
Ti - 44	2,57E-01	1,65E+05	0,6%	2,62E-01	1,67E+05	0,5%
Ti - 45	7,34E+00	4,70E+06	0,4%	7,47E+00	4,78E+06	0,2%
Ti - 51	6,17E-02	3,95E+04	1,2%	7,43E-02	4,76E+04	2,2%
Ti - 52	1,37E-04	8,80E+01	12,5%	1,80E-04	1,15E+02	8,1%
Ti - 53	1,85E-10	1,19E-04	99,0%	6,18E-10	3,96E-04	50,0%
V - 47	6,57E+00	4,20E+06	0,1%	6,64E+00	4,25E+06	0,3%
V - 48	4,30E+01	2,75E+07	0,1%	4,37E+01	2,79E+07	0,1%
V - 49	8,40E+01	5,37E+07	0,1%	8,60E+01	5,51E+07	0,1%
V - 52	4,71E-01	3,02E+05	0,4%	6,59E-01	4,22E+05	0,4%
V - 53	5,04E-03	3,23E+03	1,0%	6,89E-03	4,41E+03	1,4%
V - 54	3,33E-06	2,13E+00	6,0%	6,16E-06	3,94E+00	4,5%
Cr - 48	1,26E+00	8,09E+05	0,6%	1,28E+00	8,18E+05	0,9%
Cr - 49	1,17E+01	7,48E+06	0,3%	1,18E+01	7,55E+06	0,2%
Cr - 51	1,66E+02	1,07E+08	0,0%	1,76E+02	1,13E+08	0,1%

Cr - 55	6,66E-02	4,26E+04	1,1%	1,11E-01	7,11E+04	0,6%
Cr - 56	6,52E-03	4,17E+03	7,0%	6,04E-03	3,87E+03	8,0%
Cr - 57	8,53E-13	5,46E-07	44,7%	7,58E-13	4,85E-07	39,5%
Mn - 50m	1,54E-02	9,87E+03	0,5%	1,51E-02	9,67E+03	0,6%
Mn - 51	1,77E+01	1,13E+07	0,2%	1,70E+01	1,09E+07	0,2%
Mn - 52	5,39E+01	3,45E+07	0,1%	5,18E+01	3,31E+07	0,1%
Mn - 52m	3,51E+01	2,24E+07	0,1%	3,37E+01	2,15E+07	0,1%
Mn - 53	6,20E-04	3,97E+02	0,1%	5,92E-04	3,79E+02	0,1%
Mn - 54	2,82E+02	1,81E+08	0,1%	2,71E+02	1,73E+08	0,0%
Mn - 56	5,33E+01	3,41E+07	0,1%	1,28E+02	8,17E+07	0,0%
Mn - 57	1,02E-02	6,53E+03	0,6%	9,93E-03	6,35E+03	0,6%
Mn - 58m	4,56E-05	2,92E+01	3,7%	4,72E-05	3,02E+01	2,0%
Fe - 52	2,15E+00	1,38E+06	0,3%	2,09E+00	1,34E+06	0,4%
Fe - 52m	2,53E-04	1,62E+02	0,3%	2,46E-04	1,57E+02	0,4%
Fe - 53	1,92E+01	1,23E+07	0,1%	1,82E+01	1,17E+07	0,1%
Fe - 53m	1,25E+00	7,97E+05	0,1%	1,18E+00	7,57E+05	0,1%
Fe - 55	5,71E+02	3,65E+08	0,0%	5,29E+02	3,39E+08	0,0%
Fe - 59	6,29E+00	4,03E+06	0,4%	5,54E+00	3,54E+06	0,3%
Fe - 60				1,78E-08	1,14E-02	12,5%
Fe - 61				1,30E-04	8,29E+01	43,3%
Fe - 62				4,56E-07	2,92E-01	50,0%
Co - 54m	6,44E-03	4,12E+03	0,9%	6,24E-03	4,00E+03	1,0%
Co - 55	6,65E+00	4,26E+06	0,3%	6,73E+00	4,31E+06	0,2%
Co - 56	2,15E+01	1,37E+07	0,1%	2,32E+01	1,48E+07	0,2%
Co - 57	6,24E-01	3,99E+05	0,9%	7,73E+00	4,95E+06	0,3%
Co - 58	7,65E-02	4,89E+04	2,4%	6,31E+00	4,04E+06	0,2%
Co - 58m	3,78E-02	2,42E+04	3,5%	3,11E+00	1,99E+06	0,3%
Co - 60				2,24E+02	1,43E+08	0,0%
Co - 60m				7,91E+01	5,06E+07	0,1%
Co - 61				8,79E-02	5,62E+04	3,4%
Co - 62				1,79E-04	1,15E+02	4,2%
Co - 62m				6,29E-03	4,03E+03	5,4%
Co - 63				2,89E-09	1,85E-03	5,6%
Ni - 56				1,56E-01	9,97E+04	2,3%
Ni - 57	6,17E-05	3,95E+01	99,0%	1,17E+00	7,52E+05	0,4%
Ni - 59				1,42E-04	9,06E+01	0,8%
Ni - 63				1,92E-02	1,23E+04	1,7%
Ni - 65				1,11E-02	7,11E+03	6,6%
Cu - 59				6,53E-05	4,18E+01	7,5%
Cu - 60				6,01E-02	3,85E+04	3,5%
Cu - 61				2,59E-01	1,66E+05	0,9%
Cu - 62				3,73E-01	2,38E+05	1,1%
Cu - 64				9,18E+00	5,88E+06	0,2%
Cu - 66				4,46E-01	2,85E+05	0,7%
Zn - 60				7,48E-06	4,79E+00	66,1%
Zn - 61				1,68E-05	1,08E+01	20,4%
Zn - 62				1,64E-02	1,05E+04	4,7%
Zn - 63				2,74E-02	1,75E+04	4,7%
Zn - 65				1,08E-02	6,91E+03	10,7%
Ga - 65				4,36E-05	2,79E+01	99,0%
Ga - 66				6,80E-05	4,35E+01	99,0%
Ga - 67				1,37E-04	8,80E+01	66,1%
Ga - 68				4,48E-04	2,87E+02	36,4%
Ge - 68				1,38E-04	8,81E+01	66,1%
Ge - 69				5,49E-04	3,52E+02	41,0%

Ge - 71	9,63E-04	6,16E+02	18,4%
As - 69	8,72E-05	5,58E+01	66,1%
As - 70	2,41E-04	1,54E+02	54,5%
As - 71	5,50E-04	3,52E+02	22,5%
As - 72	1,31E-03	8,35E+02	25,9%
As - 73	2,55E-03	1,63E+03	12,0%
As - 74	2,75E-04	1,76E+02	54,5%
As - 76	6,85E-05	4,38E+01	99,0%
Se - 72	8,25E-04	5,28E+02	35,4%
Se - 73	1,49E-03	9,53E+02	14,8%
Se - 73m	6,65E-04	4,25E+02	20,7%
Se - 75	5,44E-03	3,48E+03	14,1%
Se - 77m	2,31E-14	1,48E-08	18,6%
Br - 73	1,79E-05	1,15E+01	66,1%
Br - 74	7,86E-05	5,03E+01	50,0%
Br - 74m	8,88E-05	5,68E+01	50,0%
Br - 75	1,73E-03	1,11E+03	22,9%
Br - 76	3,28E-03	2,10E+03	10,2%
Br - 77	1,11E-02	7,08E+03	8,4%
Br - 77m	5,86E-04	3,75E+02	13,1%
Br - 78	8,94E-04	5,72E+02	16,6%
Br - 80	6,90E-04	4,42E+02	15,6%
Br - 80m	4,02E-04	2,57E+02	21,7%
Br - 82	1,36E-04	8,68E+01	46,8%
Br - 82m	2,22E-05	1,42E+01	66,1%
Br - 83	6,56E-05	4,20E+01	99,0%
Kr - 76	8,19E-04	5,24E+02	30,6%
Kr - 77	4,70E-03	3,01E+03	14,7%
Kr - 79	1,57E-02	1,01E+04	5,9%
Kr - 79m	1,71E-06	1,09E+00	6,7%
Kr - 81	8,58E-07	5,49E-01	3,6%
Kr - 81m	4,32E-17	2,76E-11	9,6%
Kr - 83m	2,63E-04	1,68E+02	36,8%
Kr - 85	5,95E-05	3,81E+01	59,6%
Kr - 85m	1,01E-04	6,44E+01	70,7%
Rb - 78	1,83E-04	1,17E+02	49,9%
Rb - 78m	7,20E-05	4,61E+01	55,8%
Rb - 79	1,34E-03	8,59E+02	35,7%
Rb - 80	1,88E-03	1,20E+03	17,0%
Rb - 81	2,26E-02	1,45E+04	4,2%
Rb - 81m	6,74E-03	4,32E+03	5,7%
Rb - 82	4,24E-02	2,71E+04	4,3%
Rb - 82m	8,08E-03	5,17E+03	9,6%
Rb - 83	7,54E-02	4,82E+04	2,5%
Rb - 84	7,02E-03	4,49E+03	6,4%
Rb - 84m	2,49E-03	1,60E+03	9,1%
Rb - 86	1,72E-03	1,10E+03	11,8%
Rb - 86m	9,43E-07	6,04E-01	16,7%
Rb - 87	1,94E-13	1,24E-07	19,8%
Rb - 88	9,32E-05	5,96E+01	66,1%
Sr - 79	1,26E-05	8,09E+00	39,5%
Sr - 80	1,87E-03	1,20E+03	17,0%
Sr - 81	4,49E-03	2,87E+03	10,9%
Sr - 82	4,23E-02	2,71E+04	4,4%
Sr - 83	6,12E-02	3,91E+04	2,8%

Sr - 85	1,60E-01	1,03E+05	1,3%
Sr - 85m	2,73E-02	1,75E+04	2,5%
Sr - 87m	6,01E-03	3,85E+03	7,5%
Sr - 89	1,58E-03	1,01E+03	14,7%
Sr - 90	8,84E-05	5,66E+01	50,0%
Sr - 91	1,36E-04	8,70E+01	66,1%
Y - 81	2,20E-07	1,41E-01	99,0%
Y - 82	4,44E-10	2,84E-04	66,1%
Y - 83	2,97E-03	1,90E+03	6,2%
Y - 83m	4,08E-04	2,61E+02	8,0%
Y - 84	2,38E-03	1,52E+03	14,5%
Y - 84m	1,51E-02	9,67E+03	2,7%
Y - 85	5,72E-02	3,66E+04	2,4%
Y - 85m	4,34E-02	2,78E+04	2,9%
Y - 86	2,14E-01	1,37E+05	1,4%
Y - 86m	5,90E-02	3,78E+04	2,3%
Y - 87	3,46E-01	2,21E+05	1,0%
Y - 87m	8,06E-02	5,16E+04	2,0%
Y - 88	5,10E-01	3,26E+05	0,6%
Y - 89m	5,70E-01	3,65E+05	0,8%
Y - 90	1,28E-02	8,20E+03	4,3%
Y - 90m	6,14E-03	3,93E+03	6,1%
Y - 91	8,06E-03	5,16E+03	4,7%
Y - 91m	3,54E-03	2,27E+03	6,5%
Y - 92	1,93E-03	1,24E+03	19,9%
Y - 93	4,08E-04	2,61E+02	25,0%
Y - 94	9,50E-05	6,08E+01	99,0%
Zr - 82	3,12E-10	2,00E-04	66,1%
Zr - 83	3,24E-08	2,07E-02	50,0%
Zr - 84	2,37E-03	1,52E+03	14,5%
Zr - 85	4,61E-03	2,95E+03	4,2%
Zr - 85m	1,94E-19	1,24E-13	5,4%
Zr - 86	7,83E-02	5,01E+04	2,5%
Zr - 87	1,73E-01	1,10E+05	1,4%
Zr - 87m	1,09E-14	7,00E-09	2,0%
Zr - 88	4,51E-01	2,88E+05	0,6%
Zr - 89	5,70E-01	3,65E+05	0,8%
Zr - 89m	3,90E-02	2,50E+04	1,1%
Zr - 90m	1,11E-07	7,07E-02	6,1%
Zr - 93	1,41E-07	9,00E-02	5,7%
Zr - 95	8,40E-03	5,37E+03	12,4%
Zr - 97	1,16E-03	7,44E+02	18,6%
Zr - 98	6,30E-10	4,03E-04	51,5%
Nb - 84	6,11E-20	3,91E-14	99,0%
Nb - 85	1,10E-12	7,03E-07	35,7%
Nb - 86	1,89E-05	1,21E+01	15,4%
Nb - 87	7,90E-04	5,06E+02	8,6%
Nb - 87m	3,37E-04	2,16E+02	8,5%
Nb - 88	1,46E-02	9,37E+03	4,4%
Nb - 88m	8,25E-03	5,28E+03	4,5%
Nb - 89	8,98E-02	5,75E+04	2,7%
Nb - 89m	7,16E-02	4,58E+04	2,9%
Nb - 90	5,15E-01	3,30E+05	0,8%
Nb - 90m	4,80E-11	3,07E-05	1,1%
Nb - 91	1,14E-02	7,33E+03	0,5%

Nb - 91m		3,87E-01	2,48E+05	0,8%
Nb - 92		3,69E-08	2,36E-02	1,1%
Nb - 92m		1,85E-01	1,18E+05	1,1%
Nb - 93m		5,26E-02	3,36E+04	1,9%
Nb - 94		7,61E-05	4,87E+01	1,3%
Nb - 94m		3,69E-02	2,36E+04	1,8%
Nb - 95		2,09E-01	1,34E+05	1,2%
Nb - 95m		1,03E-01	6,60E+04	1,5%
Nb - 96		1,25E-01	8,00E+04	2,9%
Nb - 97		1,00E-01	6,41E+04	1,4%
Nb - 97m		1,12E-03	7,18E+02	18,3%
Nb - 98		2,55E-05	1,63E+01	4,4%
Nb - 98m		1,27E-02	8,16E+03	4,4%
Nb - 99		2,55E-05	1,63E+01	2,8%
Nb - 99m		9,45E-04	6,05E+02	2,8%
Mo - 87		9,14E-18	5,85E-12	54,5%
Mo - 88		1,07E-03	6,85E+02	14,9%
Mo - 89		5,42E-04	3,47E+02	7,4%
Mo - 90		1,31E-01	8,41E+04	2,4%
Mo - 91		1,93E-01	1,23E+05	1,2%
Mo - 91m		3,21E-04	2,06E+02	1,6%
Mo - 93		3,92E-03	2,51E+03	0,4%
Mo - 93m		1,07E+00	6,84E+05	0,6%
Mo - 99		6,96E+00	4,45E+06	0,2%
Mo - 101		1,23E+00	7,89E+05	0,4%
Tc - 89		5,33E-19	3,41E-13	66,1%
Tc - 89m		6,86E-19	4,39E-13	66,1%
Tc - 90		4,18E-25	2,67E-19	35,7%
Tc - 90m		5,14E-08	3,29E-02	35,7%
Tc - 91		2,07E-04	1,33E+02	13,5%
Tc - 91m		2,23E-04	1,43E+02	14,0%
Tc - 92		3,14E-03	2,01E+03	4,9%
Tc - 93		7,92E-02	5,07E+04	1,8%
Tc - 93m		3,92E-02	2,51E+04	2,5%
Tc - 94		4,89E-02	3,13E+04	2,7%
Tc - 94m		4,38E-02	2,80E+04	2,7%
Tc - 95		6,91E-02	4,42E+04	2,1%
Tc - 95m		6,69E-02	4,28E+04	2,2%
Tc - 96		1,06E-01	6,78E+04	1,8%
Tc - 96m		4,68E-02	3,00E+04	2,6%
Tc - 97		2,37E-07	1,52E-01	2,1%
Tc - 97m		4,54E-02	2,91E+04	2,9%
Tc - 98		5,18E-08	3,31E-02	5,6%
Tc - 99		2,29E-04	1,47E+02	0,2%
Tc - 99m		6,11E+00	3,91E+06	0,2%
Tc - 100		8,66E-15	5,54E-09	17,5%
Tc - 101		1,81E+00	1,16E+06	0,4%

Tabelle 23: Spezifische Aktivität $a_{j,\text{Luft}}$ im Luftvolumen der Beschleunigerhalle (14000 m^3) durch die im Eisenabsorber produzierten Radionuklide j_{Eisen} und die daraus resultierende Dosis $D(g)$ durch Inhalation für die verschiedenen Altersgruppen g bei einer Verweildauer von 1h.

LK ... verwendete Lungenabsorptionsklasse (S...slow, M...moderate, F...fast).

Die grün markierten Werte wurden mit den Dosiskoeffizienten der Klasse F von Fe-60 berechnet, da für jene Nuklide keine Dosiskoeffizienten in der AllgStrSchV angegeben sind.

j_{Eisen}	$a_{j,\text{Luft}}$ Bq/m ³	LK	D (<1a) uSv	D (1-2a) uSv	D (2-7a) uSv	D (7-12a) uSv	D (12-17a) uSv	D (>17a) uSv
H - 3	9,04E+02	S	2,60E-01	2,71E-01	2,73E-01	2,47E-01	2,43E-01	2,82E-01
Be - 7	6,52E+01	S	4,38E-03	4,70E-03	4,38E-03	4,51E-03	4,26E-03	4,30E-03
Be - 10	7,54E-05	S	1,79E-06	2,06E-06	2,21E-06	2,28E-06	2,68E-06	3,17E-06
Be - 11	3,78E-14		3,99E-15	4,42E-15	6,35E-15	8,71E-15	1,05E-14	1,27E-14
C - 10	6,60E-10		6,97E-11	7,73E-11	1,11E-10	1,52E-10	1,84E-10	2,22E-10
C - 11	1,59E+01	S	6,12E-04	5,26E-04	3,90E-04	3,79E-04	3,37E-04	3,44E-04
C - 14	1,47E-02	S	6,70E-05	7,49E-05	7,76E-05	7,83E-05	9,03E-05	1,02E-04
N - 13	1,74E+00		1,84E-01	2,03E-01	2,92E-01	4,01E-01	4,84E-01	5,84E-01
N - 16	1,66E-25		1,75E-26	1,94E-26	2,78E-26	3,82E-26	4,61E-26	5,57E-26
O - 14	7,67E-04		8,10E-05	8,98E-05	1,29E-04	1,77E-04	2,14E-04	2,58E-04
O - 15	1,21E-01		1,27E-02	1,41E-02	2,03E-02	2,78E-02	3,36E-02	4,05E-02
O - 19	1,31E-07		1,38E-08	1,53E-08	2,20E-08	3,01E-08	3,64E-08	4,40E-08
O - 20	5,93E-15		6,26E-16	6,94E-16	9,96E-16	1,37E-15	1,65E-15	1,99E-15
F - 17	1,37E-03		1,45E-04	1,60E-04	2,30E-04	3,16E-04	3,82E-04	4,61E-04
F - 18	2,80E+00	S	2,83E-04	2,61E-04	2,02E-04	2,02E-04	1,97E-04	1,99E-04
F - 20	3,20E-14		3,37E-15	3,74E-15	5,37E-15	7,36E-15	8,90E-15	1,07E-14
Ne - 19	2,15E-11		2,27E-12	2,52E-12	3,61E-12	4,95E-12	5,99E-12	7,22E-12
Ne - 23	5,40E-06		5,70E-07	6,32E-07	9,07E-07	1,24E-06	1,50E-06	1,81E-06
Ne - 24	1,02E-02		1,08E-03	1,19E-03	1,71E-03	2,35E-03	2,84E-03	3,43E-03
Na - 21	1,92E-09		2,03E-10	2,25E-10	3,23E-10	4,43E-10	5,36E-10	6,47E-10
Na - 22	9,93E-01	F	2,31E-03	2,17E-03	1,81E-03	1,72E-03	1,43E-03	1,55E-03
Na - 24	2,24E+00	F	1,24E-03	1,21E-03	1,00E-03	9,20E-04	7,32E-04	7,26E-04
Na - 25	2,64E-04		2,78E-05	3,09E-05	4,43E-05	6,08E-05	7,34E-05	8,86E-05
Mg - 23	2,17E-17		2,30E-18	2,54E-18	3,65E-18	5,01E-18	6,05E-18	7,30E-18
Mg - 27	4,00E-01		4,22E-02	4,68E-02	6,72E-02	9,22E-02	1,11E-01	1,34E-01
Mg - 28	1,35E-01	M	2,37E-04	2,92E-04	2,27E-04	2,24E-04	1,95E-04	1,95E-04
Al - 25	5,47E-27		5,78E-28	6,40E-28	9,19E-28	1,26E-27	1,52E-27	1,84E-27
Al - 26	9,31E-06	M	1,97E-07	2,07E-07	1,97E-07	1,94E-07	1,97E-07	2,23E-07
Al - 28	4,03E-01		4,25E-02	4,71E-02	6,76E-02	9,27E-02	1,12E-01	1,35E-01
Al - 29	7,61E-01		8,04E-02	8,90E-02	1,28E-01	1,75E-01	2,12E-01	2,56E-01
Si - 31	4,18E+00	S	7,23E-04	5,90E-04	4,42E-04	4,22E-04	3,81E-04	3,97E-04
Si - 32	4,00E-02	S	2,69E-03	3,24E-03	3,65E-03	3,75E-03	4,23E-03	5,28E-03
P - 30	4,00E-01		4,22E-02	4,67E-02	6,71E-02	9,21E-02	1,11E-01	1,34E-01

13 - Appendix

P - 32	2,16E+01	M	1,14E-01	9,73E-02	8,30E-02	8,25E-02	8,30E-02	8,82E-02
P - 33	1,19E+01	M	1,75E-02	1,65E-02	1,60E-02	1,80E-02	2,18E-02	2,15E-02
P - 34	6,26E-15		6,61E-16	7,32E-16	1,05E-15	1,44E-15	1,74E-15	2,10E-15
P - 35	5,89E-05		6,22E-06	6,89E-06	9,90E-06	1,36E-05	1,64E-05	1,98E-05
S - 35	1,79E+01	S	3,30E-02	3,22E-02	3,09E-02	3,35E-02	3,95E-02	4,08E-02
S - 37	6,17E-02		6,52E-03	7,22E-03	1,04E-02	1,42E-02	1,72E-02	2,07E-02
S - 38	4,35E-02		4,59E-03	5,09E-03	7,31E-03	1,00E-02	1,21E-02	1,46E-02
Cl - 34	1,63E+00		1,72E-01	1,91E-01	2,74E-01	3,76E-01	4,54E-01	5,48E-01
Cl - 34m	3,66E+00		3,86E-01	4,28E-01	6,14E-01	8,42E-01	1,02E+00	1,23E+00
Cl - 36	2,19E-03	M	1,63E-05	1,71E-05	1,58E-05	1,58E-05	1,85E-05	1,92E-05
Cl - 38	6,49E+00	M	7,32E-04	5,84E-04	4,36E-04	3,97E-04	3,36E-04	3,50E-04
Cl - 39	1,69E+00	M	1,75E-04	1,42E-04	1,06E-04	1,04E-04	9,11E-05	9,35E-05
Cl - 40	7,67E-04		8,10E-05	8,98E-05	1,29E-04	1,77E-04	2,14E-04	2,58E-04
Cl - 41	3,36E-07		3,55E-08	3,93E-08	5,65E-08	7,74E-08	9,36E-08	1,13E-07
Ar - 37	5,84E+01		6,17E+00	6,83E+00	9,81E+00	1,35E+01	1,63E+01	1,96E+01
Ar - 39	1,64E+00		1,73E-01	1,92E-01	2,76E-01	3,79E-01	4,57E-01	5,52E-01
Ar - 41	2,83E+00		2,99E-01	3,31E-01	4,76E-01	6,53E-01	7,89E-01	9,52E-01
Ar - 42	1,12E-01		1,19E-02	1,32E-02	1,89E-02	2,59E-02	3,13E-02	3,78E-02
Ar - 43	1,17E-02		1,23E-03	1,37E-03	1,96E-03	2,69E-03	3,25E-03	3,93E-03
Ar - 44	1,58E-03		1,67E-04	1,85E-04	2,65E-04	3,64E-04	4,40E-04	5,31E-04
K - 38	2,94E+00		3,10E-01	3,44E-01	4,94E-01	6,77E-01	8,18E-01	9,88E-01
K - 40	1,01E-06	F	5,84E-09	5,17E-09	3,65E-09	3,28E-09	2,43E-09	2,55E-09
K - 42	3,93E+01	F	1,51E-02	1,18E-02	8,31E-03	7,36E-03	5,67E-03	5,67E-03
K - 43	1,26E+01	F	3,93E-03	3,67E-03	2,84E-03	2,63E-03	2,06E-03	2,12E-03
K - 44	1,39E+00	F	7,36E-05	5,85E-05	4,35E-05	4,01E-05	3,21E-05	3,34E-05
K - 45	1,93E-01	F	6,96E-06	5,80E-06	4,46E-06	4,18E-06	3,34E-06	3,48E-06
K - 46	6,47E-04		6,83E-05	7,57E-05	1,09E-04	1,49E-04	1,80E-04	2,17E-04
Ca - 41	1,10E-02	S	1,77E-06	1,98E-06	2,01E-06	1,90E-06	2,01E-06	2,38E-06
Ca - 45	3,86E+01	S	1,39E-01	1,39E-01	1,33E-01	1,42E-01	1,70E-01	1,71E-01
Ca - 47	4,38E-01	S	1,26E-03	1,12E-03	9,68E-04	1,04E-03	1,09E-03	1,10E-03
Sc - 42m	1,21E-02		1,28E-03	1,41E-03	2,03E-03	2,78E-03	3,36E-03	4,06E-03
Sc - 43	1,02E+02	S	2,27E-02	2,05E-02	1,61E-02	1,61E-02	1,37E-02	1,34E-02
Sc - 44	4,34E+02	S	1,67E-01	1,56E-01	1,17E-01	1,13E-01	9,58E-02	9,38E-02
Sc - 44m	2,15E+02	S	5,68E-01	5,42E-01	4,34E-01	4,34E-01	3,51E-01	3,61E-01
Sc - 46	3,10E+02	S	2,08E+00	2,14E+00	2,08E+00	2,18E+00	2,50E+00	2,53E+00
Sc - 46m	3,60E-08		3,81E-09	4,22E-09	6,06E-09	8,30E-09	1,00E-08	1,21E-08
Sc - 47	1,48E+02	S	1,42E-01	1,24E-01	1,06E-01	1,17E-01	1,31E-01	1,30E-01
Sc - 48	3,41E+01	S	6,39E-02	6,04E-02	5,08E-02	4,92E-02	4,59E-02	4,51E-02
Sc - 49	3,12E+00	S	2,92E-04	2,24E-04	1,65E-04	1,59E-04	1,41E-04	1,50E-04
Sc - 50	3,44E-03		3,63E-04	4,02E-04	5,78E-04	7,92E-04	9,57E-04	1,16E-03
Sc - 51	7,69E-18		8,12E-19	9,00E-19	1,29E-18	1,77E-18	2,14E-18	2,58E-18
Ti - 44	1,18E+01	S	9,03E-01	1,09E+00	1,19E+00	1,27E+00	1,47E+00	1,69E+00
Ti - 45	3,35E+02	S	6,20E-02	5,53E-02	4,35E-02	4,11E-02	3,54E-02	3,74E-02
Ti - 51	2,82E+00		2,98E-01	3,30E-01	4,74E-01	6,50E-01	7,85E-01	9,47E-01
Ti - 52	6,28E-03		6,64E-04	7,35E-04	1,06E-03	1,45E-03	1,75E-03	2,11E-03

Ti - 53	8,48E-09		8,95E-10	9,92E-10	1,42E-09	1,95E-09	2,36E-09	2,85E-09
V - 47	3,00E+02	M	2,02E-02	1,71E-02	1,24E-02	1,19E-02	1,01E-02	1,04E-02
V - 48	1,96E+03	M	6,60E+00	6,48E+00	5,94E+00	6,08E+00	5,47E+00	5,66E+00
V - 49	3,84E+03	M	2,58E-01	2,42E-01	2,03E-01	1,74E-01	1,47E-01	1,57E-01
V - 52	2,15E+01		2,27E+00	2,52E+00	3,62E+00	4,96E+00	6,00E+00	7,24E+00
V - 53	2,31E-01		2,43E-02	2,70E-02	3,87E-02	5,31E-02	6,42E-02	7,75E-02
V - 54	1,52E-04		1,61E-05	1,78E-05	2,56E-05	3,51E-05	4,24E-05	5,12E-05
Cr - 48	5,78E+01	S	1,66E-02	1,70E-02	1,53E-02	1,54E-02	1,55E-02	1,53E-02
Cr - 49	5,34E+02	S	3,98E-02	3,37E-02	2,54E-02	2,46E-02	2,16E-02	2,24E-02
Cr - 51	7,61E+03	S	4,75E-01	4,79E-01	3,65E-01	3,62E-01	3,29E-01	3,38E-01
Cr - 55	3,05E+00		3,22E-01	3,56E-01	5,12E-01	7,02E-01	8,48E-01	1,02E+00
Cr - 56	2,98E-01		3,15E-02	3,49E-02	5,01E-02	6,86E-02	8,29E-02	1,00E-01
Cr - 57	3,90E-11		4,12E-12	4,56E-12	6,55E-12	8,98E-12	1,09E-11	1,31E-11
Mn - 50m	7,05E-01		7,44E-02	8,25E-02	1,18E-01	1,62E-01	1,96E-01	2,37E-01
Mn - 51	8,07E+02	M	7,75E-02	6,54E-02	4,65E-02	4,53E-02	3,88E-02	3,97E-02
Mn - 52	2,46E+03	M	5,09E+00	5,03E+00	4,38E+00	4,26E+00	4,02E+00	4,14E+00
Mn - 52m	1,60E+03	M	1,08E-01	9,14E-02	6,70E-02	6,35E-02	5,23E-02	5,58E-02
Mn - 53	2,83E-02	M	3,13E-06	2,89E-06	2,31E-06	2,04E-06	1,74E-06	1,84E-06
Mn - 54	1,29E+04	M	2,32E+01	2,40E+01	2,35E+01	2,23E+01	2,35E+01	2,32E+01
Mn - 56	2,44E+03	M	6,43E-01	5,70E-01	4,32E-01	4,21E-01	3,51E-01	3,51E-01
Mn - 57	4,66E-01		4,92E-02	5,45E-02	7,83E-02	1,07E-01	1,30E-01	1,57E-01
Mn - 58m	2,09E-03		2,20E-04	2,44E-04	3,51E-04	4,81E-04	5,81E-04	7,01E-04
Fe - 52	9,84E+01	S	1,42E-01	1,24E-01	9,45E-02	9,21E-02	7,28E-02	7,44E-02
Fe - 52m	1,16E-02		1,22E-03	1,36E-03	1,95E-03	2,67E-03	3,23E-03	3,89E-03
Fe - 53	8,77E+02		9,27E+01	1,03E+02	1,47E+02	2,02E+02	2,44E+02	2,95E+02
Fe - 53m	5,70E+01		6,01E+00	6,66E+00	9,57E+00	1,31E+01	1,59E+01	1,91E+01
Fe - 55	2,61E+04	F	2,63E+01	2,50E+01	2,76E+01	2,63E+01	2,35E+01	2,41E+01
Fe - 59	2,88E+02	S	1,17E+00	1,12E+00	1,12E+00	1,20E+00	1,41E+00	1,38E+00
Co - 54m	2,94E-01		3,11E-02	3,44E-02	4,95E-02	6,78E-02	8,19E-02	9,89E-02
Co - 55	3,04E+02	S	3,36E-01	3,01E-01	2,34E-01	2,41E-01	1,93E-01	1,93E-01
Co - 56	9,82E+02	S	6,83E+00	7,36E+00	7,07E+00	7,07E+00	7,54E+00	7,89E+00
Co - 57	2,85E+01	S	3,01E-02	3,17E-02	3,15E-02	3,08E-02	3,29E-02	3,42E-02
Co - 58	3,50E+00	S	7,55E-03	7,87E-03	7,55E-03	7,80E-03	8,73E-03	8,81E-03
Co - 58m	1,73E+00	S	5,39E-05	4,66E-05	3,73E-05	3,73E-05	3,32E-05	3,52E-05
Ni - 57	2,82E-03	S	2,64E-06	2,54E-06	2,03E-06	2,03E-06	1,79E-06	1,79E-06

Tabelle 24: Spezifische Aktivität $a_{j,\text{Luft}}$ im Luftvolumen der Beschleunigerhalle (14000 m^3) durch die im Stahl produzierten Radionuklide j_{Stahl} und die daraus resultierende Dosis $D(\text{g})$ durch Inhalation für die verschiedenen Altersgruppen g bei einer Verweildauer von 1h.

LK ... verwendete Lungenabsorptionsklasse (S...slow, M...moderate, F...fast).

Die grün markierten Werte wurden mit den Dosiskoeffizienten der Klasse F von ^{60}Fe berechnet, da für jene Nuklide keine Dosiskoeffizienten in der AllgStrSchV angegeben sind.

j_{Stahl}	$a_{j,\text{Luft}}$ Bq/m ³	LK	D (<1a) uSv	D (1-2a) uSv	D (2-7a) uSv	D (7-12a) uSv	D (12-17a) uSv	D (>17a) uSv
H - 3	9,12E+02	S	2,63E-01	2,74E-01	2,76E-01	2,49E-01	2,45E-01	2,84E-01
Be - 7	8,11E+01	S	5,45E-03	5,84E-03	5,45E-03	5,61E-03	5,29E-03	5,35E-03
Be - 10	9,15E-05	S	2,17E-06	2,50E-06	2,68E-06	2,77E-06	3,25E-06	3,84E-06
Be - 11	4,33E-14		4,57E-15	5,07E-15	7,27E-15	9,97E-15	1,21E-14	1,45E-14
C - 10	1,42E-09		1,50E-10	1,66E-10	2,39E-10	3,28E-10	3,96E-10	4,78E-10
C - 11	5,14E+01	S	1,97E-03	1,70E-03	1,26E-03	1,22E-03	1,09E-03	1,11E-03
C - 14	1,51E-02	S	6,87E-05	7,68E-05	7,95E-05	8,02E-05	9,25E-05	1,05E-04
N - 13	1,97E+00		2,08E-01	2,31E-01	3,31E-01	4,54E-01	5,49E-01	6,62E-01
N - 16	1,74E-25		1,83E-26	2,03E-26	2,92E-26	4,00E-26	4,84E-26	5,84E-26
O - 14	8,71E-04		9,19E-05	1,02E-04	1,46E-04	2,01E-04	2,42E-04	2,92E-04
O - 15	1,53E-01		1,61E-02	1,79E-02	2,57E-02	3,52E-02	4,25E-02	5,13E-02
O - 19	1,57E-07		1,66E-08	1,84E-08	2,64E-08	3,62E-08	4,37E-08	5,27E-08
O - 20	6,32E-15		6,67E-16	7,39E-16	1,06E-15	1,46E-15	1,76E-15	2,12E-15
F - 17	2,41E-03		2,54E-04	2,82E-04	4,05E-04	5,55E-04	6,71E-04	8,09E-04
F - 18	6,06E+00	S	6,11E-04	5,64E-04	4,36E-04	4,36E-04	4,25E-04	4,29E-04
F - 20	3,41E-14		3,60E-15	3,99E-15	5,72E-15	7,85E-15	9,49E-15	1,14E-14
Ne - 19	3,64E-11		3,85E-12	4,26E-12	6,12E-12	8,39E-12	1,01E-11	1,22E-11
Ne - 23	8,26E-06		8,72E-07	9,67E-07	1,39E-06	1,90E-06	2,30E-06	2,78E-06
Ne - 24	1,05E-02		1,11E-03	1,23E-03	1,77E-03	2,42E-03	2,93E-03	3,53E-03
Na - 21	8,61E-09		9,09E-10	1,01E-09	1,45E-09	1,98E-09	2,40E-09	2,89E-09
Na - 22	1,06E+01	F	2,48E-02	2,33E-02	1,94E-02	1,84E-02	1,53E-02	1,66E-02
Na - 24	4,95E+00	F	2,73E-03	2,67E-03	2,21E-03	2,03E-03	1,62E-03	1,60E-03
Na - 25	5,78E-04		6,10E-05	6,76E-05	9,71E-05	1,33E-04	1,61E-04	1,94E-04
Mg - 23	2,89E-16		3,05E-17	3,38E-17	4,85E-17	6,65E-17	8,04E-17	9,70E-17
Mg - 27	9,32E-01		9,85E-02	1,09E-01	1,57E-01	2,15E-01	2,60E-01	3,13E-01
Mg - 28	2,13E-01	M	3,73E-04	4,60E-04	3,57E-04	3,52E-04	3,06E-04	3,06E-04
Al - 25	1,95E-25		2,05E-26	2,28E-26	3,27E-26	4,48E-26	5,42E-26	6,54E-26
Al - 26	2,27E-04	M	4,79E-06	5,04E-06	4,79E-06	4,74E-06	4,79E-06	5,45E-06
Al - 26m	8,04E-28		8,49E-29	9,41E-29	1,35E-28	1,85E-28	2,24E-28	2,70E-28
Al - 28	2,65E+00		2,80E-01	3,11E-01	4,46E-01	6,11E-01	7,39E-01	8,92E-01
Al - 29	1,56E+00		1,65E-01	1,83E-01	2,62E-01	3,59E-01	4,34E-01	5,24E-01
Si - 31	1,46E+01	S	2,52E-03	2,06E-03	1,54E-03	1,47E-03	1,33E-03	1,38E-03
Si - 32	4,41E-02	S	2,96E-03	3,57E-03	4,02E-03	4,13E-03	4,66E-03	5,82E-03
P - 30	4,15E-01		4,38E-02	4,86E-02	6,97E-02	9,56E-02	1,16E-01	1,39E-01
P - 32	2,14E+01	M	1,13E-01	9,64E-02	8,23E-02	8,18E-02	8,23E-02	8,74E-02
P - 33	1,22E+01	M	1,79E-02	1,69E-02	1,64E-02	1,85E-02	2,23E-02	2,20E-02
P - 34	6,63E-15		7,00E-16	7,76E-16	1,11E-15	1,53E-15	1,85E-15	2,23E-15
P - 35	6,30E-05		6,66E-06	7,38E-06	1,06E-05	1,45E-05	1,75E-05	2,12E-05
S - 35	1,81E+01	S	3,35E-02	3,26E-02	3,13E-02	3,39E-02	4,00E-02	4,13E-02
S - 37	6,38E-02		6,74E-03	7,46E-03	1,07E-02	1,47E-02	1,78E-02	2,14E-02
S - 38	7,55E-02		7,97E-03	8,83E-03	1,27E-02	1,74E-02	2,10E-02	2,54E-02

S - 39	1,24E-18		1,31E-19	1,45E-19	2,08E-19	2,85E-19	3,45E-19	4,16E-19
Cl - 34	1,69E+00		1,78E-01	1,97E-01	2,84E-01	3,89E-01	4,70E-01	5,67E-01
Cl - 34m	3,78E+00		4,00E-01	4,43E-01	6,36E-01	8,72E-01	1,05E+00	1,27E+00
Cl - 36	5,44E-03	M	4,04E-05	4,24E-05	3,91E-05	3,91E-05	4,59E-05	4,76E-05
Cl - 38	7,25E+00	M	8,18E-04	6,53E-04	4,87E-04	4,44E-04	3,76E-04	3,92E-04
Cl - 39	1,68E+00	M	1,73E-04	1,41E-04	1,05E-04	1,03E-04	9,02E-05	9,26E-05
Cl - 40	7,60E-04		8,02E-05	8,89E-05	1,28E-04	1,75E-04	2,12E-04	2,55E-04
Cl - 41	2,49E-07		2,63E-08	2,91E-08	4,18E-08	5,74E-08	6,93E-08	8,37E-08
Ar - 37	5,97E+01		6,30E+00	6,98E+00	1,00E+01	1,38E+01	1,66E+01	2,01E+01
Ar - 39	9,94E+00		1,05E+00	1,16E+00	1,67E+00	2,29E+00	2,77E+00	3,34E+00
Ar - 41	3,78E+00		3,99E-01	4,43E-01	6,35E-01	8,71E-01	1,05E+00	1,27E+00
Ar - 42	1,15E-01		1,22E-02	1,35E-02	1,94E-02	2,66E-02	3,21E-02	3,87E-02
Ar - 43	1,13E-02		1,19E-03	1,32E-03	1,89E-03	2,59E-03	3,13E-03	3,78E-03
K - 38	3,23E+00		3,41E-01	3,78E-01	5,43E-01	7,44E-01	8,99E-01	1,09E+00
K - 40	3,70E-06	F	2,13E-08	1,89E-08	1,33E-08	1,20E-08	8,88E-09	9,32E-09
K - 42	1,42E+02	F	5,43E-02	4,25E-02	2,99E-02	2,65E-02	2,04E-02	2,04E-02
K - 43	1,35E+01	F	4,20E-03	3,92E-03	3,04E-03	2,81E-03	2,20E-03	2,26E-03
K - 44	1,45E+00	F	7,66E-05	6,10E-05	4,53E-05	4,18E-05	3,34E-05	3,48E-05
K - 45	2,04E-01	F	7,36E-06	6,13E-06	4,71E-06	4,42E-06	3,53E-06	3,68E-06
K - 46	5,39E-04		5,69E-05	6,31E-05	9,06E-05	1,24E-04	1,50E-04	1,81E-04
Ca - 41	1,13E-02	S	1,81E-06	2,03E-06	2,05E-06	1,95E-06	2,05E-06	2,43E-06
Ca - 45	4,06E+01	S	1,46E-01	1,46E-01	1,40E-01	1,49E-01	1,79E-01	1,80E-01
Ca - 47	4,24E-01	S	1,22E-03	1,08E-03	9,37E-04	1,01E-03	1,06E-03	1,07E-03
Sc - 42m	1,21E-02		1,28E-03	1,42E-03	2,04E-03	2,79E-03	3,37E-03	4,07E-03
Sc - 43	1,04E+02	S	2,33E-02	2,10E-02	1,65E-02	1,65E-02	1,40E-02	1,38E-02
Sc - 44	4,43E+02	S	1,70E-01	1,60E-01	1,19E-01	1,15E-01	9,78E-02	9,57E-02
Sc - 44m	2,20E+02	S	5,80E-01	5,54E-01	4,43E-01	4,43E-01	3,59E-01	3,69E-01
Sc - 46	3,26E+02	S	2,19E+00	2,25E+00	2,19E+00	2,30E+00	2,63E+00	2,66E+00
Sc - 46m	3,80E-08		4,01E-09	4,45E-09	6,38E-09	8,75E-09	1,06E-08	1,28E-08
Sc - 47	1,59E+02	S	1,53E-01	1,34E-01	1,15E-01	1,26E-01	1,41E-01	1,40E-01
Sc - 48	3,86E+01	S	7,23E-02	6,83E-02	5,74E-02	5,56E-02	5,19E-02	5,10E-02
Sc - 49	3,43E+00	S	3,21E-04	2,47E-04	1,81E-04	1,76E-04	1,55E-04	1,65E-04
Sc - 50	3,82E-03		4,03E-04	4,47E-04	6,42E-04	8,80E-04	1,06E-03	1,28E-03
Sc - 51	2,56E-17		2,71E-18	3,00E-18	4,31E-18	5,91E-18	7,14E-18	8,61E-18
Ti - 44	1,20E+01	S	9,18E-01	1,11E+00	1,21E+00	1,29E+00	1,49E+00	1,72E+00
Ti - 45	3,42E+02	S	6,31E-02	5,64E-02	4,43E-02	4,18E-02	3,61E-02	3,81E-02
Ti - 51	3,40E+00		3,59E-01	3,98E-01	5,71E-01	7,83E-01	9,46E-01	1,14E+00
Ti - 52	8,21E-03		8,67E-04	9,61E-04	1,38E-03	1,89E-03	2,29E-03	2,76E-03
Ti - 53	2,83E-08		2,99E-09	3,31E-09	4,75E-09	6,51E-09	7,87E-09	9,50E-09
V - 47	3,04E+02	M	2,04E-02	1,73E-02	1,25E-02	1,20E-02	1,02E-02	1,06E-02
V - 48	2,00E+03	M	6,70E+00	6,59E+00	6,03E+00	6,18E+00	5,56E+00	5,75E+00
V - 49	3,93E+03	M	2,64E-01	2,48E-01	2,08E-01	1,78E-01	1,51E-01	1,60E-01
V - 52	3,01E+01		3,18E+00	3,53E+00	5,06E+00	6,94E+00	8,39E+00	1,01E+01
V - 53	3,15E-01		3,32E-02	3,68E-02	5,29E-02	7,25E-02	8,76E-02	1,06E-01
V - 54	2,82E-04		2,97E-05	3,29E-05	4,73E-05	6,49E-05	7,84E-05	9,46E-05
Cr - 48	5,84E+01	S	1,68E-02	1,72E-02	1,54E-02	1,56E-02	1,57E-02	1,54E-02
Cr - 49	5,39E+02	S	4,01E-02	3,40E-02	2,56E-02	2,48E-02	2,17E-02	2,26E-02
Cr - 51	8,05E+03	S	5,03E-01	5,07E-01	3,87E-01	3,83E-01	3,48E-01	3,58E-01
Cr - 55	5,08E+00		5,36E-01	5,94E-01	8,53E-01	1,17E+00	1,41E+00	1,71E+00
Cr - 56	2,76E-01		2,92E-02	3,23E-02	4,64E-02	6,36E-02	7,69E-02	9,28E-02
Cr - 57	3,47E-11		3,66E-12	4,05E-12	5,82E-12	7,98E-12	9,65E-12	1,16E-11
Mn - 50m	6,91E-01		7,30E-02	8,08E-02	1,16E-01	1,59E-01	1,92E-01	2,32E-01
Mn - 51	7,76E+02	M	7,45E-02	6,29E-02	4,47E-02	4,36E-02	3,73E-02	3,82E-02
Mn - 52	2,37E+03	M	4,88E+00	4,83E+00	4,20E+00	4,09E+00	3,86E+00	3,98E+00
Mn - 52m	1,54E+03	M	1,03E-01	8,77E-02	6,42E-02	6,09E-02	5,02E-02	5,35E-02

13 - Appendix

Mn - 53	2,71E-02	M	2,99E-06	2,76E-06	2,21E-06	1,95E-06	1,66E-06	1,75E-06
Mn - 54	1,24E+04	M	2,23E+01	2,30E+01	2,26E+01	2,14E+01	2,26E+01	2,23E+01
Mn - 56	5,84E+03	M	1,54E+00	1,37E+00	1,04E+00	1,01E+00	8,41E-01	8,41E-01
Mn - 57	4,54E-01		4,79E-02	5,31E-02	7,63E-02	1,05E-01	1,26E-01	1,53E-01
Mn - 58m	2,16E-03		2,28E-04	2,52E-04	3,62E-04	4,97E-04	6,00E-04	7,25E-04
Fe - 52	9,54E+01	S	1,37E-01	1,20E-01	9,16E-02	8,93E-02	7,05E-02	7,21E-02
Fe - 52m	1,12E-02		1,19E-03	1,31E-03	1,89E-03	2,59E-03	3,13E-03	3,78E-03
Fe - 53	8,33E+02		8,80E+01	9,75E+01	1,40E+02	1,92E+02	2,32E+02	2,80E+02
Fe - 53m	5,41E+01		5,71E+00	6,32E+00	9,08E+00	1,25E+01	1,50E+01	1,82E+01
Fe - 55	2,42E+04	F	2,44E+01	2,32E+01	2,56E+01	2,44E+01	2,18E+01	2,24E+01
Fe - 59	2,53E+02	S	1,03E+00	9,88E-01	9,84E-01	1,06E+00	1,24E+00	1,22E+00
Fe - 60	8,14E-07	F	8,60E-08	9,53E-08	1,37E-07	1,88E-07	2,27E-07	2,74E-07
Fe - 61	5,92E-03		6,25E-04	6,93E-04	9,95E-04	1,36E-03	1,65E-03	1,99E-03
Fe - 62	2,08E-05		2,20E-06	2,44E-06	3,50E-06	4,80E-06	5,80E-06	7,00E-06
Co - 54m	2,85E-01		3,01E-02	3,34E-02	4,79E-02	6,58E-02	7,95E-02	9,59E-02
Co - 55	3,08E+02	S	3,40E-01	3,05E-01	2,36E-01	2,44E-01	1,95E-01	1,96E-01
Co - 56	1,06E+03	S	7,37E+00	7,94E+00	7,62E+00	7,62E+00	8,13E+00	8,51E+00
Co - 57	3,53E+02	S	3,73E-01	3,92E-01	3,90E-01	3,82E-01	4,07E-01	4,24E-01
Co - 58	2,88E+02	S	6,23E-01	6,49E-01	6,23E-01	6,44E-01	7,20E-01	7,27E-01
Co - 58m	1,42E+02	S	4,44E-03	3,84E-03	3,08E-03	3,08E-03	2,73E-03	2,90E-03
Co - 60	1,02E+04	S	2,26E+02	2,64E+02	2,90E+02	2,95E+02	3,35E+02	3,81E+02
Co - 60m	3,62E+03	S	6,60E-03	5,53E-03	5,03E-03	5,21E-03	5,90E-03	6,08E-03
Co - 61	4,02E+00	S	4,14E-04	3,37E-04	2,51E-04	2,54E-04	2,35E-04	2,46E-04
Co - 62	8,19E-03		8,65E-04	9,58E-04	1,38E-03	1,89E-03	2,28E-03	2,75E-03
Co - 62m	2,88E-01	S	1,38E-05	1,12E-05	8,70E-06	8,28E-06	6,90E-06	7,25E-06
Co - 63	1,32E-07		1,39E-08	1,54E-08	2,22E-08	3,04E-08	3,68E-08	4,44E-08
Ni - 56	7,12E+00	S	9,40E-03	9,83E-03	9,23E-03	9,23E-03	8,89E-03	8,55E-03
Ni - 57	5,37E+01	S	5,03E-02	4,83E-02	3,87E-02	3,87E-02	3,40E-02	3,42E-02
Ni - 59	6,47E-03	S	2,64E-06	2,91E-06	2,95E-06	2,75E-06	2,86E-06	3,42E-06
Ni - 63	8,80E-01	S	1,01E-03	1,14E-03	1,14E-03	1,08E-03	1,10E-03	1,37E-03
Ni - 65	5,08E-01	S	9,87E-05	8,38E-05	6,34E-05	6,22E-05	5,36E-05	5,48E-05
Cu - 59	2,98E-03		3,15E-04	3,49E-04	5,01E-04	6,87E-04	8,30E-04	1,00E-03
Cu - 60	2,75E+00	S	2,04E-04	1,81E-04	1,45E-04	1,33E-04	1,11E-04	1,12E-04
Cu - 61	1,18E+01	S	1,45E-03	1,60E-03	1,25E-03	1,19E-03	1,09E-03	1,11E-03
Cu - 62	1,70E+01		1,80E+00	1,99E+00	2,86E+00	3,92E+00	4,74E+00	5,72E+00
Cu - 64	4,20E+02	S	5,84E-02	7,18E-02	5,84E-02	6,05E-02	5,24E-02	6,05E-02
Cu - 66	2,04E+01		2,15E+00	2,38E+00	3,42E+00	4,69E+00	5,67E+00	6,85E+00
Zn - 60	3,42E-04		3,61E-05	4,00E-05	5,74E-05	7,88E-05	9,52E-05	1,15E-04
Zn - 61	7,69E-04		8,12E-05	8,99E-05	1,29E-04	1,77E-04	2,14E-04	2,58E-04
Zn - 62	7,52E-01	S	9,20E-04	7,67E-04	6,49E-04	5,95E-04	4,76E-04	4,96E-04
Zn - 63	1,25E+00	S	1,08E-04	9,01E-05	6,60E-05	6,21E-05	5,28E-05	5,55E-05
Zn - 65	4,94E-01	F	1,78E-03	1,48E-03	1,35E-03	1,35E-03	1,19E-03	1,30E-03
Ga - 65	1,99E-03	M	7,66E-08	6,58E-08	4,59E-08	4,45E-08	3,83E-08	4,07E-08
Ga - 66	3,11E-03	M	3,36E-06	2,89E-06	2,24E-06	2,06E-06	1,58E-06	1,64E-06
Ga - 67	6,28E-03	M	2,11E-06	1,89E-06	1,51E-06	1,63E-06	1,81E-06	1,81E-06
Ga - 68	2,05E-02	M	2,26E-06	1,91E-06	1,38E-06	1,36E-06	1,16E-06	1,20E-06
Ge - 68	6,29E-03	M	9,06E-05	9,44E-05	9,06E-05	9,06E-05	9,66E-05	1,06E-04
Ge - 69	2,51E-02	M	1,08E-05	1,05E-05	8,92E-06	8,86E-06	8,68E-06	8,74E-06
Ge - 71	4,40E-02	M	1,27E-06	1,14E-06	8,67E-07	7,61E-07	5,50E-07	5,81E-07
As - 69	3,99E-03	M	2,01E-07	1,67E-07	1,21E-07	1,15E-07	9,57E-08	1,00E-07
As - 70	1,10E-02	M	1,51E-06	1,42E-06	1,11E-06	1,03E-06	8,79E-07	8,87E-07
As - 71	2,51E-02	M	1,33E-05	1,43E-05	1,21E-05	1,23E-05	1,21E-05	1,21E-05
As - 72	5,97E-02	M	8,45E-05	1,02E-04	7,73E-05	7,30E-05	6,30E-05	6,44E-05
As - 73	1,16E-01	M	1,51E-04	1,40E-04	1,28E-04	1,26E-04	1,34E-04	1,40E-04
As - 74	1,26E-02	M	3,32E-05	3,17E-05	2,84E-05	2,99E-05	3,14E-05	3,17E-05

As - 76	3,13E-03	M	3,83E-06	4,32E-06	3,31E-06	3,16E-06	2,65E-06	2,78E-06
Se - 72	3,77E-02		3,98E-03	4,41E-03	6,34E-03	8,69E-03	1,05E-02	1,27E-02
Se - 73	6,81E-02	S	2,94E-05	2,66E-05	2,06E-05	1,96E-05	1,70E-05	1,72E-05
Se - 73m	3,04E-02	S	1,39E-06	1,19E-06	9,48E-07	8,97E-07	7,59E-07	8,02E-07
Se - 75	2,49E-01	S	3,34E-04	3,50E-04	3,46E-04	3,58E-04	3,82E-04	3,88E-04
Se - 77m	1,05E-12		1,11E-13	1,23E-13	1,77E-13	2,43E-13	2,94E-13	3,54E-13
Br - 73	8,19E-04		8,65E-05	9,58E-05	1,38E-04	1,89E-04	2,28E-04	2,75E-04
Br - 74	3,59E-03	M	3,10E-07	2,69E-07	2,07E-07	1,94E-07	1,59E-07	1,64E-07
Br - 74m	4,06E-03	M	5,75E-07	4,99E-07	3,70E-07	3,51E-07	2,92E-07	3,02E-07
Br - 75	7,90E-02	M	8,54E-06	7,35E-06	5,69E-06	5,52E-06	4,93E-06	5,03E-06
Br - 76	1,50E-01	M	1,08E-04	1,03E-04	8,63E-05	8,09E-05	7,19E-05	7,37E-05
Br - 77	5,06E-01	M	7,65E-05	7,74E-05	6,56E-05	5,83E-05	5,34E-05	5,10E-05
Br - 77m	2,68E-02		2,83E-03	3,13E-03	4,50E-03	6,17E-03	7,46E-03	9,00E-03
Br - 78	4,09E-02		4,32E-03	4,78E-03	6,87E-03	9,42E-03	1,14E-02	1,37E-02
Br - 80	3,15E-02	M	8,33E-07	6,15E-07	4,24E-07	4,09E-07	3,33E-07	3,56E-07
Br - 80m	1,84E-02	M	3,00E-06	2,48E-06	1,85E-06	1,85E-06	1,64E-06	1,68E-06
Br - 82	6,20E-03	M	5,66E-06	5,58E-06	5,06E-06	4,91E-06	4,70E-06	4,69E-06
Br - 82m	1,02E-03		1,07E-04	1,19E-04	1,71E-04	2,34E-04	2,83E-04	3,41E-04
Br - 83	3,00E-03	M	2,52E-07	2,07E-07	1,58E-07	1,66E-07	1,70E-07	1,73E-07
Kr - 76	3,75E-02		3,96E-03	4,38E-03	6,29E-03	8,63E-03	1,04E-02	1,26E-02
Kr - 77	2,15E-01		2,27E-02	2,51E-02	3,61E-02	4,95E-02	5,98E-02	7,22E-02
Kr - 79	7,19E-01		7,59E-02	8,41E-02	1,21E-01	1,66E-01	2,00E-01	2,41E-01
Kr - 79m	7,80E-05		8,23E-06	9,12E-06	1,31E-05	1,80E-05	2,17E-05	2,62E-05
Kr - 81	3,92E-05		4,14E-06	4,59E-06	6,59E-06	9,04E-06	1,09E-05	1,32E-05
Kr - 81m	1,97E-15		2,09E-16	2,31E-16	3,32E-16	4,55E-16	5,50E-16	6,64E-16
Kr - 83m	1,20E-02		1,27E-03	1,40E-03	2,02E-03	2,76E-03	3,34E-03	4,03E-03
Kr - 85	2,72E-03		2,87E-04	3,18E-04	4,57E-04	6,27E-04	7,58E-04	9,14E-04
Kr - 85m	4,60E-03		4,86E-04	5,38E-04	7,73E-04	1,06E-03	1,28E-03	1,55E-03
Rb - 78	8,38E-03		8,85E-04	9,80E-04	1,41E-03	1,93E-03	2,33E-03	2,82E-03
Rb - 78m	3,29E-03		3,48E-04	3,85E-04	5,53E-04	7,58E-04	9,16E-04	1,11E-03
Rb - 79	6,14E-02	F	2,36E-06	2,03E-06	1,47E-06	1,41E-06	1,12E-06	1,18E-06
Rb - 80	8,59E-02		9,07E-03	1,01E-02	1,44E-02	1,98E-02	2,39E-02	2,89E-02
Rb - 81	1,03E+00	F	7,93E-05	7,75E-05	5,95E-05	5,28E-05	4,17E-05	4,22E-05
Rb - 81m	3,08E-01	F	4,59E-06	4,25E-06	3,26E-06	3,11E-06	2,52E-06	2,59E-06
Rb - 82	1,94E+00		2,05E-01	2,27E-01	3,26E-01	4,47E-01	5,40E-01	6,51E-01
Rb - 82m	3,69E-01	F	7,62E-05	8,09E-05	6,91E-05	6,12E-05	4,96E-05	4,87E-05
Rb - 83	3,45E+00	F	4,05E-03	3,93E-03	3,31E-03	3,23E-03	2,61E-03	2,85E-03
Rb - 84	3,21E-01	F	6,62E-04	6,16E-04	4,77E-04	4,62E-04	3,70E-04	3,85E-04
Rb - 84m	1,14E-01		1,20E-02	1,33E-02	1,91E-02	2,63E-02	3,17E-02	3,83E-02
Rb - 86	7,86E-02	F	2,26E-04	1,82E-04	1,28E-04	1,13E-04	8,30E-05	8,77E-05
Rb - 86m	4,31E-05		4,55E-06	5,04E-06	7,24E-06	9,93E-06	1,20E-05	1,45E-05
Rb - 87	8,85E-12	F	1,27E-14	1,09E-14	7,65E-15	7,01E-15	5,10E-15	5,31E-15
Rb - 88	4,26E-03	F	1,94E-07	1,53E-07	1,06E-07	9,82E-08	7,77E-08	8,18E-08
Sr - 79	5,78E-04		6,10E-05	6,76E-05	9,71E-05	1,33E-04	1,61E-04	1,94E-04
Sr - 80	8,55E-02	S	3,08E-05	2,41E-05	1,76E-05	1,66E-05	1,31E-05	1,44E-05
Sr - 81	2,05E-01	S	1,68E-05	1,42E-05	1,08E-05	1,02E-05	8,67E-06	9,12E-06
Sr - 82	1,94E+00	S	2,83E-02	2,67E-02	2,32E-02	2,37E-02	2,23E-02	2,55E-02
Sr - 83	2,80E+00	S	1,88E-03	1,68E-03	1,34E-03	1,31E-03	1,13E-03	1,14E-03
Sr - 85	7,33E+00	S	7,74E-03	8,14E-03	7,74E-03	6,86E-03	7,04E-03	7,12E-03
Sr - 85m	1,25E+00	S	9,60E-06	9,75E-06	7,80E-06	7,47E-06	6,48E-06	6,45E-06
Sr - 87m	2,75E-01	S	1,12E-05	9,89E-06	8,18E-06	7,91E-06	6,86E-06	6,92E-06
Sr - 89	7,24E-02	S	6,77E-04	6,51E-04	5,90E-04	6,25E-04	6,46E-04	6,86E-04
Sr - 90	4,04E-03	S	4,07E-04	4,85E-04	5,24E-04	5,24E-04	6,21E-04	7,76E-04
Sr - 91	6,22E-03	S	5,22E-06	4,66E-06	3,58E-06	3,45E-06	2,92E-06	3,06E-06
Y - 81	1,01E-05		1,06E-06	1,18E-06	1,69E-06	2,32E-06	2,80E-06	3,38E-06

13 - Appendix

Y - 82	2,03E-08		2,14E-09	2,38E-09	3,41E-09	4,68E-09	5,65E-09	6,82E-09
Y - 83	1,36E-01		1,43E-02	1,59E-02	2,28E-02	3,12E-02	3,77E-02	4,56E-02
Y - 83m	1,87E-02		1,97E-03	2,18E-03	3,13E-03	4,30E-03	5,19E-03	6,27E-03
Y - 84	1,09E-01		1,15E-02	1,27E-02	1,83E-02	2,50E-02	3,03E-02	3,65E-02
Y - 84m	6,90E-01		7,29E-02	8,08E-02	1,16E-01	1,59E-01	1,92E-01	2,32E-01
Y - 85	2,61E+00		2,76E-01	3,06E-01	4,39E-01	6,02E-01	7,28E-01	8,79E-01
Y - 85m	1,98E+00		2,10E-01	2,32E-01	3,33E-01	4,57E-01	5,52E-01	6,67E-01
Y - 86	9,79E+00	S	8,93E-03	8,81E-03	7,05E-03	6,77E-03	5,45E-03	5,52E-03
Y - 86m	2,70E+00	S	1,49E-04	1,46E-04	1,17E-04	1,11E-04	9,07E-05	9,07E-05
Y - 87	1,58E+01	S	1,06E-02	1,04E-02	8,34E-03	8,30E-03	7,58E-03	7,39E-03
Y - 87m	3,68E+00		3,89E-01	4,31E-01	6,19E-01	8,49E-01	1,03E+00	1,24E+00
Y - 88	2,33E+01	S	1,12E-01	1,19E-01	1,10E-01	1,11E-01	1,21E-01	1,23E-01
Y - 89m	2,60E+01		2,75E+00	3,05E+00	4,37E+00	6,00E+00	7,25E+00	8,75E+00
Y - 90	5,85E-01	S	1,83E-03	1,55E-03	1,18E-03	1,14E-03	1,01E-03	1,05E-03
Y - 90m	2,81E-01	S	5,05E-05	5,05E-05	3,91E-05	3,84E-05	3,23E-05	3,37E-05
Y - 91	3,68E-01	S	3,80E-03	3,76E-03	3,36E-03	3,45E-03	3,54E-03	3,94E-03
Y - 91m	1,62E-01	S	2,87E-06	2,86E-06	2,41E-06	2,33E-06	2,18E-06	2,14E-06
Y - 92	8,83E-02	S	4,03E-05	3,18E-05	2,33E-05	2,23E-05	1,78E-05	1,91E-05
Y - 93	1,87E-02	S	2,06E-05	1,68E-05	1,25E-05	1,14E-05	8,96E-06	9,41E-06
Y - 94	4,34E-03	S	3,02E-07	2,48E-07	1,75E-07	1,63E-07	1,38E-07	1,46E-07
Zr - 82	1,43E-08		1,51E-09	1,67E-09	2,40E-09	3,29E-09	3,97E-09	4,79E-09
Zr - 83	1,48E-06		1,57E-07	1,73E-07	2,49E-07	3,41E-07	4,13E-07	4,98E-07
Zr - 84	1,08E-01		1,14E-02	1,27E-02	1,82E-02	2,50E-02	3,02E-02	3,64E-02
Zr - 85	2,11E-01		2,22E-02	2,47E-02	3,54E-02	4,85E-02	5,87E-02	7,08E-02
Zr - 85m	8,88E-18		9,38E-19	1,04E-18	1,49E-18	2,05E-18	2,47E-18	2,98E-18
Zr - 86	3,58E+00	S	3,01E-03	2,90E-03	2,41E-03	2,24E-03	1,86E-03	1,85E-03
Zr - 87	7,89E+00		8,33E-01	9,23E-01	1,32E+00	1,82E+00	2,20E+00	2,65E+00
Zr - 87m	5,00E-13		5,28E-14	5,85E-14	8,40E-14	1,15E-13	1,39E-13	1,68E-13
Zr - 88	2,06E+01	S	6,43E-02	7,42E-02	7,62E-02	7,71E-02	8,51E-02	8,90E-02
Zr - 89	2,61E+01	S	2,44E-02	2,27E-02	1,88E-02	1,88E-02	1,70E-02	1,72E-02
Zr - 89m	1,78E+00		1,88E-01	2,09E-01	2,99E-01	4,11E-01	4,96E-01	5,99E-01
Zr - 90m	5,05E-06		5,33E-07	5,91E-07	8,49E-07	1,16E-06	1,41E-06	1,70E-06
Zr - 93	6,43E-06	F	5,40E-09	9,26E-09	1,64E-08	4,49E-08	1,11E-07	1,93E-07
Zr - 95	3,84E-01	S	2,21E-03	2,19E-03	2,21E-03	2,29E-03	2,69E-03	2,72E-03
Zr - 97	5,31E-02	S	1,05E-04	8,92E-05	7,39E-05	7,27E-05	6,12E-05	5,67E-05
Zr - 98	2,88E-08		3,04E-09	3,37E-09	4,84E-09	6,64E-09	8,02E-09	9,68E-09
Nb - 84	2,79E-18		2,95E-19	3,27E-19	4,69E-19	6,44E-19	7,78E-19	9,39E-19
Nb - 85	5,02E-11		5,30E-12	5,88E-12	8,44E-12	1,16E-11	1,40E-11	1,69E-11
Nb - 86	8,64E-04		9,13E-05	1,01E-04	1,45E-04	1,99E-04	2,41E-04	2,90E-04
Nb - 87	3,61E-02		3,81E-03	4,23E-03	6,07E-03	8,32E-03	1,01E-02	1,21E-02
Nb - 87m	1,54E-02		1,63E-03	1,80E-03	2,59E-03	3,55E-03	4,29E-03	5,18E-03
Nb - 88	6,69E-01	S	4,18E-05	3,61E-05	2,79E-05	2,65E-05	2,25E-05	2,25E-05
Nb - 88m	3,77E-01		3,98E-02	4,41E-02	6,34E-02	8,69E-02	1,05E-01	1,27E-01
Nb - 89	4,10E+00	S	1,18E-03	9,73E-04	7,29E-04	6,80E-04	5,91E-04	5,91E-04
Nb - 89m	3,27E+00	S	5,03E-04	4,32E-04	3,30E-04	3,30E-04	2,70E-04	2,79E-04
Nb - 90	2,35E+01	S	2,99E-02	2,83E-02	2,26E-02	2,20E-02	1,83E-02	1,86E-02
Nb - 90m	2,19E-09		2,32E-10	2,57E-10	3,68E-10	5,05E-10	6,11E-10	7,37E-10
Nb - 91	5,23E-01		5,53E-02	6,12E-02	8,79E-02	1,21E-01	1,46E-01	1,76E-01
Nb - 91m	1,77E+01		1,87E+00	2,07E+00	2,98E+00	4,08E+00	4,93E+00	5,95E+00
Nb - 92	1,69E-06		1,78E-07	1,97E-07	2,83E-07	3,89E-07	4,70E-07	5,67E-07
Nb - 92m	8,44E+00		8,92E-01	9,88E-01	1,42E+00	1,95E+00	2,35E+00	2,84E+00
Nb - 93m	2,40E+00	S	4,27E-03	4,69E-03	4,61E-03	4,32E-03	4,38E-03	5,19E-03
Nb - 94	3,48E-03	S	1,00E-04	1,25E-04	1,39E-04	1,45E-04	1,74E-04	2,05E-04
Nb - 94m	1,69E+00		1,78E-01	1,98E-01	2,84E-01	3,89E-01	4,70E-01	5,68E-01
Nb - 95	9,55E+00	S	1,76E-02	1,69E-02	1,65E-02	1,72E-02	2,02E-02	2,06E-02

Nb - 95m	4,71E+00	S	5,20E-03	4,81E-03	4,30E-03	4,41E-03	4,98E-03	4,98E-03
Nb - 96	5,71E+00	S	6,72E-03	6,34E-03	5,21E-03	4,94E-03	4,55E-03	4,52E-03
Nb - 97	4,58E+00	S	4,18E-04	3,57E-04	2,64E-04	2,67E-04	2,42E-04	2,47E-04
Nb - 97m	5,13E-02		5,41E-03	6,00E-03	8,61E-03	1,18E-02	1,43E-02	1,72E-02
Nb - 98	1,17E-03	S	1,48E-07	1,29E-07	1,01E-07	9,23E-08	7,94E-08	8,11E-08
Nb - 98m	5,83E-01		6,15E-02	6,82E-02	9,79E-02	1,34E-01	1,62E-01	1,96E-01
Nb - 99	1,17E-03		1,23E-04	1,36E-04	1,96E-04	2,69E-04	3,25E-04	3,92E-04
Nb - 99m	4,32E-02		4,56E-03	5,05E-03	7,26E-03	9,95E-03	1,20E-02	1,45E-02
Mo - 87	4,18E-16		4,41E-17	4,89E-17	7,02E-17	9,62E-17	1,16E-16	1,40E-16
Mo - 88	4,89E-02		5,17E-03	5,73E-03	8,22E-03	1,13E-02	1,36E-02	1,64E-02
Mo - 89	2,48E-02		2,62E-03	2,90E-03	4,16E-03	5,71E-03	6,90E-03	8,32E-03
Mo - 90	6,00E+00	S	4,04E-03	3,78E-03	3,17E-03	2,98E-03	2,59E-03	2,59E-03
Mo - 91	8,81E+00		9,30E-01	1,03E+00	1,48E+00	2,03E+00	2,45E+00	2,96E+00
Mo - 91m	1,47E-02		1,55E-03	1,72E-03	2,47E-03	3,38E-03	4,09E-03	4,94E-03
Mo - 93	1,79E-01	S	2,58E-04	3,12E-04	3,44E-04	3,61E-04	4,13E-04	4,94E-04
Mo - 93m	4,88E+01	S	1,52E-02	1,47E-02	1,22E-02	1,20E-02	9,85E-03	9,96E-03
Mo - 99	3,18E+02	S	5,27E-01	4,58E-01	3,66E-01	3,89E-01	3,66E-01	3,78E-01
Mo - 101	5,63E+01	S	3,11E-03	2,70E-03	1,95E-03	1,91E-03	1,68E-03	1,76E-03
Tc - 89	2,44E-17		2,57E-18	2,85E-18	4,10E-18	5,62E-18	6,79E-18	8,19E-18
Tc - 89m	3,14E-17		3,31E-18	3,67E-18	5,27E-18	7,22E-18	8,73E-18	1,05E-17
Tc - 90	1,91E-23		2,02E-24	2,24E-24	3,21E-24	4,40E-24	5,32E-24	6,42E-24
Tc - 90m	2,35E-06		2,48E-07	2,75E-07	3,95E-07	5,41E-07	6,54E-07	7,89E-07
Tc - 91	9,47E-03		1,00E-03	1,11E-03	1,59E-03	2,18E-03	2,64E-03	3,18E-03
Tc - 91m	1,02E-02		1,08E-03	1,19E-03	1,71E-03	2,35E-03	2,84E-03	3,43E-03
Tc - 92	1,44E-01		1,52E-02	1,68E-02	2,41E-02	3,31E-02	4,00E-02	4,82E-02
Tc - 93	3,62E+00	S	2,43E-04	2,50E-04	2,08E-04	1,98E-04	1,56E-04	1,52E-04
Tc - 93m	1,79E+00	S	6,02E-05	5,91E-05	4,64E-05	4,38E-05	3,61E-05	3,65E-05
Tc - 94	2,24E+00	S	5,32E-04	5,50E-04	4,62E-04	4,35E-04	3,44E-04	3,49E-04
Tc - 94m	2,00E+00	S	2,07E-04	1,80E-04	1,35E-04	1,27E-04	1,08E-04	1,11E-04
Tc - 95	3,16E+00	S	6,44E-04	6,63E-04	5,46E-04	5,23E-04	4,25E-04	4,17E-04
Tc - 95m	3,06E+00	S	4,40E-03	4,59E-03	3,96E-03	3,96E-03	4,40E-03	4,40E-03
Tc - 96	4,84E+00	S	5,58E-03	5,67E-03	4,88E-03	4,88E-03	4,14E-03	4,07E-03
Tc - 96m	2,14E+00	S	2,93E-05	2,82E-05	2,36E-05	2,31E-05	1,95E-05	1,93E-05
Tc - 97	1,09E-05	S	1,30E-08	1,56E-08	1,72E-08	1,72E-08	1,98E-08	2,34E-08
Tc - 97m	2,08E+00	S	7,97E-03	8,10E-03	7,77E-03	8,52E-03	1,04E-02	1,02E-02
Tc - 98	2,37E-06	S	6,25E-08	7,81E-08	8,64E-08	9,21E-08	1,09E-07	1,28E-07
Tc - 99	1,05E-02	S	1,03E-04	1,16E-04	1,21E-04	1,28E-04	1,51E-04	1,63E-04
Tc - 99m	2,79E+02	S	8,71E-03	8,37E-03	6,97E-03	7,03E-03	6,70E-03	6,70E-03
Tc - 100	3,96E-13	S	1,05E-17	8,67E-18	6,27E-18	6,27E-18	5,32E-18	5,70E-18
Tc - 101	8,29E+01	S	5,77E-03	4,72E-03	3,46E-03	3,22E-03	2,70E-03	2,88E-03

14 Danksagung

Dieses letzte Kapitel ist wohl auch das wichtigste, denn ohne Frage lässt sich eine derart umfangreiche Arbeit nur mit der Unterstützung zahlreicher Leute realisieren. Deshalb möchte ich mich an dieser Stelle bei all jenen bedanken, die durch ihr Zutun diese Arbeit erst ermöglicht haben.

Einige von ihnen verdienen aber ein besonderes Dankeschön, allen voran mein Betreuer an der TU Graz, Prof. Peter Kindl, der all die Jahre geduldig auf den Abschluss dieser Arbeit gewartet hat. Mit seinem Wissen und seinen ausgezeichneten Kontakten ist er mir weit über diese Arbeit hinaus ein guter Mentor gewesen.

Ebenso großer Dank gebührt meinem Betreuer am CERN, Helmut Vincke. Ohne seine beharrliche Motivation wär diese Arbeit wohl noch nicht abgeschlossen und ich darf mich sehr glücklich schätzen, an seiner Seite zu arbeiten und von seiner enormen Erfahrung zu profitieren.

Außerdem möchte ich meinen beiden Vorgesetzten am CERN Stefan Rösler und Doris Forkel-Wirth danken, für das hervorragende Arbeitsklima innerhalb der Gruppe, das sie maßgeblich fördern, sowie für ihr enormes Engagement ihren Mitarbeitern gegenüber. Mein Dank gilt auch der MedAustron Projektleitung allen voran Michael Benedikt, der die Idee ans CERN gebracht und durch seinen enormen Einsatz zu einem großartigen Projekt ausgebaut hat. Des Weiteren möchte ich mich bei Herrn DI Jan Forster für die technischen Erläuterungen seiner patentierten Bauweise und die zur Verfügung gestellte Dokumentation bedanken.

Ganz speziellen Dank verdient mein Kollege Chris Theis. Er hat nicht nur die Idee in meinen Kopf gepflanzt, meine Dissertation am CERN zu schreiben, sondern in unzähligen, interessanten Diskussionen enorm zu meinem physikalischen Verständnis beigetragen. Es ist eine Ehre dich als Freund zu haben!

Danken möchte ich auch Matthias Karacson für das gewissenhafte Korrigieren der Arbeit und meinen Eltern, die ein enormes Verständnis zeigen, für das was ich mache, obwohl sie eigentlich gar nicht verstehen, was ich mache.

Mein innigster Dank aber gebührt Manuela, die bereit war viele Mühen und Strapazen auf sich zu nehmen um mit den Kindern an meiner Seite zu sein, sowie unseren beiden kleinen Rackern, Juliane und Moritz, die wegen dieser Arbeit oft auf ihren Papa verzichten mussten.