

**ENTWICKLUNG EINER METHODE
ZUR PRE-AKTIVITÄTS- UND DOSISLEISTUNGS-
BERECHNUNG VON REAKTORNAHEN BAUTEILEN
AUF BASIS VON NEUTRONENFLUENZVERTEILUNGEN –
EMPRADO**

J. Konheiser, A. Barkleit

Teilprojekt A:

Berechnung der Neutronenfluenzverteilung in reaktornahen Bauteilen und deren Validierung an Experimenten als Basis der Aktivitätsrechnungen

J. Konheiser, A. Barkleit

**ENTWICKLUNG EINER METHODE
ZUR PRE-AKTIVITÄTS- UND DOSISLEISTUNGS-
BERECHNUNG VON REAKTORNAHEN BAUTEILEN AUF
BASIS VON NEUTRONENFLUENZVERTEILUNGEN –
EMPRADO**

Teilprojekt A:

Berechnung der Neutronenfluenzverteilung in reaktornahen
Bauteilen und deren Validierung an Experimenten
als Basis der Aktivitätsrechnungen

Druckausgabe: ISSN 2191-8708

Elektronische Ausgabe: ISSN 2191-8716

Die elektronische Ausgabe erscheint unter Creative Commons License (CC BY 4.0):

<https://www.hzdr.de/publications/Publ-39939>

<https://nbn-resolving.org/urn:nbn:de:bsz:d120-qucosa2-945750>

2024

Herausgegeben vom

Helmholtz-Zentrum Dresden - Rossendorf

Bautzner Landstraße 400

01328 Dresden

Germany

J. Konheiser, A. Barkleit

„**Entwicklung einer Methode zur Pre-Aktivitäts- und Dosisleistungsberechnung von reaktornahen Bauteilen auf Basis von Neutronenfluenzverteilungen**“ – EMPRADO

Teilprojekt A:

Berechnung der Neutronenfluenzverteilung in reaktornahen Bauteilen und deren Validierung an Experimenten als Basis der Aktivitätsrechnungen

Abschlussbericht

Projekt zum Förderkonzept „FORKA – Forschung für den Rückbau kerntechnischer Anlagen“ Förderkennzeichen: 15S9409A

Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf e.V. (HZDR),
Institut für Ressourcenökologie (IRE)

November 2024

GEFÖRDERT VOM

Das diesem Bericht zugrundeliegende Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Bildung und Forschung unter dem Förderkennzeichen 15S9409A gefördert



Bundesministerium
für Bildung
und Forschung

J. Konheiser, A. Barkleit

„Development of a method for pre-activity and dose rate calculations of components in the reactor vicinity based on neutron fluence distributions“
– EMPRADO

Subproject A:

Calculation of neutron fluence distribution in components in the reactor vicinity and their validation on experiments as a basis for activity calculations

Final Report

Project on the funding concept „FORKA – Forschung für den Rückbau kerntechnischer Anlagen“ Funding reference number: 15S9409A

Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf e.V. (HZDR),
Institute of Resource Ecology (IRE)

November 2024

The project on which this report is based was funded by the Federal Ministry of Education and Research under the funding code 15S9409A

GEFÖRDERT VOM



Bundesministerium
für Bildung
und Forschung

Inhaltsverzeichnis

| | |
|---|----|
| Kurzfassung..... | 5 |
| Abstract | 6 |
| 1 Ziele und Aufgabenstellung | 7 |
| 2 Stand von Wissenschaft und Technik zu Projektbeginn | 9 |
| 3 Bisherige Arbeiten | 11 |
| 3.1 Neutronenfluenz- und Aktivitätsberechnung | 11 |
| 3.2 Neutronenfluenzmessungen | 14 |
| 4 Ausführliche Darstellung der Ergebnisse auf Basis des Arbeitsplanes | 14 |
| 4.1 Erstellung des Geometriemodells | 14 |
| 4.2 Berechnung der Neutronenfluenzverteilung und deren Spektren | 16 |
| 4.2.1 Neutronenquelltermberechnungen..... | 16 |
| 4.2.2 Neutronenfluenzrechnungen und Energiespektrenbestimmung | 18 |
| 4.3 Modellvalidierung und Neutronenfluenzmessungen | 21 |
| 4.3.1 Neutronenfluenzmessungen | 21 |
| 4.3.2 Vergleich der Experimente mit den Rechnungen..... | 25 |
| 4.3.2.1 Reaktordruckbehälterraum | 25 |
| 4.3.2.2 Messkammerführungsrohr..... | 27 |
| 4.3.2.3 Zwischen Tragschild und biologischem Schild | 28 |
| 5 Nutzen und Verwertung..... | 30 |
| 6 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen..... | 32 |
| 7 Literaturverzeichnis | 34 |
| 8 Anhang..... | 36 |

Kurzfassung

Auf Basis einer exakten Leistungsgeschichte und einer genauen geometrischen Modellierung wurden anlagenspezifische Neutronenfluenzen von jeweils einer deutschen Vor- und Konvoi-Anlage von Reaktorkomponenten und von reaktornahen Beton- bzw. Konstruktionselementen berechnet. Diese Neutronenfluenzen bilden die Grundlage für die Bestimmung der erzeugten Aktivierung während des Leistungsbetriebs der Anlage. Die Rechnungen wurden durch ein umfangreiches Messprogramm in den letzten Zyklen von zwei Anlagen begleitet, wo mit Hilfe von Aktivierungsfolien (Monitoren) Neutronenfluenzwerte experimentell ermittelt wurden. Durch den Einsatz von verschiedenen Monitormaterialien war auch eine spektrale Auswertung möglich. Die Aktivierung der Monitore wurde nach der Entnahme mit einem Reinst-Germanium (HP-Ge) Detektor gammaspektrometrisch gemessen. Der Vergleich der berechneten und gemessenen Aktivitäten zeigt, mit wenigen Ausnahmen, eine gute bis sehr gute Übereinstimmung der Werte. Das bedeutet, dass ein reales Strahlenfeld der Neutronen an den Komponenten sehr gut berechnet wurde und das entwickelte Berechnungsverfahren zur Bestimmung der Aktivitätsverteilung genutzt werden kann.

Durch die Möglichkeit der genauen Simulation von entstandenen Aktivitäten auf Basis von „Best Estimate“ Rechnungen kann eine detaillierte Planung des Rückbaus bereits während des Betriebes der Anlage beginnen und es muss nicht erst auf eine umfangreiche Probennahme nach der Abschaltung gewartet werden. Außerdem ist durch die genaue rechnerische Bestimmung der Aktivitätsverteilung in den Komponenten eine bessere Schnittplanung möglich und somit eine Minimierung des endzulagernden Abfallvolumens erreichbar. Ein weiterer Vorteil ist, dass durch die begleitenden Experimente und die dadurch validierten Neutronenfluenzrechnungen die notwendigen experimentellen Aktivitätsbestimmungen auf wenige Stichproben reduziert werden könnten.

Abstract

On the basis of an exact power history and accurate geometric modelling, plant-specific neutron fluences were calculated for in each case a pre- and convoy unit of German nuclear power plant for reactor components and for concrete and structural elements close to the reactor. These neutron fluences are the basis for determining the generated activation of the construction materials during the power operation of the plant. The calculations were supported by an extensive measurement program in the last cycles of two plants, where neutron fluence values were determined experimentally with the help of activation foils (monitors). A spectral analysis was possible by using different monitor materials. The monitors were measured by gamma spectrometry after sampling using a high-purity germanium (HP-Ge) detector. The comparison of the calculated and measured activities shows, with a few exceptions, good to very good agreement between the values. This means that the real ratios of neutron radiation in the elements were calculated very well and the method can be used to determine the activity distribution.

Due to the possibility of the accurate simulation of the resulting activities on the basis of these "best estimate" calculations, detailed planning of the decommissioning can already begin during the operation of the plant. It is not necessary to wait until extensive sampling after the shutdown.

In addition, the accurate mathematical determination of the activity distribution in the components enables improved cut planning and thus minimization of the waste volume for the final storage. A further advantage would be that the necessary experimental activity determinations could be reduced to a few samples thanks to the supporting experiments and thereby validated neutron fluence calculations.

1 Ziele und Aufgabenstellung

Das Ziel des Verbundvorhabens war es, eine Methode zu entwickeln, die auf Basis der Leistungsgeschichte eines Kernreaktors die anlagenspezifische Aktivierung und deren zeitliche Veränderung für Reaktorkomponenten und reaktornahe Beton- bzw. Konstruktionselemente berechnet. Damit wäre eine zerstörungsfreie und frühzeitige radiologische Charakterisierung von Gebäudeteilen im Bereich des Reaktorkerns möglich. Die Basis einer solchen Aktivitätsbestimmung sind genaue 3D Neutronenflussberechnungen, die einerseits die Geometrie der reaktornahen Konstruktionen so exakt wie möglich abbilden und andererseits die gesamte Leistungsgeschichte der Anlagen in Form einer zeitintegrierten Neutronenquellverteilung erfassen. Damit verfolgt das vorliegende Forschungsprojekt drei wesentliche Ziele:

- Optimale Planung und Durchführung der Rückbaumaßnahmen auf Basis einer frühen und detaillierten Quantifizierung und Charakterisierung des Abfalls.
- Minimierung des radioaktiven Abfalls.
- Optimierung der Strahlenschutzmaßnahmen zur Minimierung der Strahlenbelastung des Personals beim Rückbau und der Entsorgung.

Die Methode ist sowohl an einer Vor- als auch einer Konvoi Anlage verifiziert worden. Vor- bzw. Konvoi-Anlagen waren deutsche Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren (DWR). Die Anlagen beruhten auf einer mehr oder weniger standardisierten Bauform mit einer elektrischen Erzeugungsleistung von 1300 bis 1400 MW. Diese Kraftwerke gingen von 1982 bis 1989 ans Energienetz und wurden auch als letzte Anlagen in Deutschland stillgelegt.

Die Simulation des Neutronentransportes und somit die Berechnung der Neutronenverteilung im Bereich des Reaktors erfolgte mit Hilfe des Monte-Carlo Programms MCNP6 [1]. Die Monte-Carlo (MC) Methode ist für die Simulation stochastischer Prozesse und für die Modellierung komplexer Strukturen ein breit anerkanntes Verfahren zur Lösung des Strahlentransports. Das im Projekt eingesetzte Programm MCNP, Version 6.2, wird international viel verwendet und für bestimmte Berechnungen als Referenzcode empfohlen. Unabhängig vom verwendeten Programm ist gerade bei Rechnungen mit großen räumlichen Dimensionen und sehr tiefen Durchdringungen die Nutzung varianzreduzierender Methoden unabdingbar. Deshalb lag ein Schwerpunkt in

der Optimierung der Simulationen durch den Einsatz fortgeschrittener varianzreduzierender Methoden. Zusätzlich konnte die Möglichkeit genutzt werden, auf dem HZDR Cluster mit sehr vielen Knoten parallel zu rechnen.

Eine weitere wichtige Voraussetzung für genaue Rechnungen ist die Bereitstellung einer exakten totalen Neutronenquelle und deren Verteilung. Durch die enge Kooperation mit den Betreibern war es möglich, die gesamte Leistungsgeschichte der Anlagen in Form einer zeitintegrierten Neutronenquelle zu erfassen und für die Rechnung zu nutzen.

Zur Validierung der Ergebnisse sind Neutronenflussmessungen an zum Projektstart noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken auf der Basis von Aktivierungsfolien (Monitoren) durchgeführt worden. Diese Messungen erfolgten im Rahmen eines Vertrages über eine wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit PreussenElektra (EKK Hannover) und dem Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR). So konnten in den Revisionszeiten zweier Anlagen, beginnend im Jahr 2019 bis zu ihrer endgültigen Abschaltung, Monitorsätze an verschiedenen Positionen installiert werden. So war es möglich, Monitore im Reaktordruckbehälterraum, in einem Messkammerführungsrohr, das sich in der biologischen Abschirmung befindet, und im Ringspalt zwischen der biologischen Abschirmung und dem Tragschild auszubringen und zu bestrahlen. Außerdem wurden Monitore an der Außenseite des Tragschildes und in den Räumen des ersten Kreislaufes installiert.

Die Monitorsätze bestanden aus verschiedenen Metallen und wurden während eines Betriebszyklus bestrahlt. Nach der Bestrahlung wurde die Aktivierung der Monitore mit einem Reinst-Germanium (HP-Ge) Detektor gammaspektrometrisch bestimmt. Die verwendeten Metalle, wie z.B. Fe, Ni, und Cu, wurden und werden in der Reaktordosimetrie schon seit vielen Jahren erfolgreich für die Messung von Neutronenfluenzen eingesetzt. Die gemessenen Aktivitäten wurden dann mit den entsprechenden Rechenergebnissen verglichen und bewertet.

Ein weiteres Ziel war die Nachwuchsförderung zum Kompetenzerhalt auf den beschriebenen Gebieten. Deshalb wurde im Rahmen des Projektes eine Promotion am HZDR, Institut für Ressourcenökologie (IRE), Abteilung Reaktorsicherheit angefertigt. Das Verbundprojekt wurde auf Basis der Förderbekanntmachung „FORKA – Forschung für den Rückbau kerntechnischer Anlagen“ des BMBF vom 31.08.2017, Förderschwerpunkt „Abfallbehandlung, Abfalldeklaration, Zwischenlagerung“, Unterpunkte „Zerstörungsfreie Deklaration bzw. Analyse von (Alt-) Abfällen (z. B. innovative

Analyseverfahren)“ und „Konzepte zur Vermeidung von sekundären radioaktiven Abfällen“ durchgeführt.

2 Stand von Wissenschaft und Technik zu Projektbeginn

Eine zwingende Voraussetzung für den Rückbau eines KKW ist eine radiologische Charakterisierung der Gebäudeteile, die den Reaktorkern umgeben. Je früher Kenntnisse über das genau zu erwartende radiologische Inventar und deren Mengen vorliegen, desto eher kann auch die Konzeption und damit die Optimierung des KKW-Rückbaus beginnen. Auch in Bezug auf die Planung der anschließenden Endlagerung ist eine frühe Kenntnis der anfallenden Mengen sehr hilfreich.

Im Zusammenhang mit dem Rückbaugenehmigungsprozess wurden bereits Rechnungen zur möglichen Aktivierung der Komponenten durchgeführt und damit die Menge des unterschiedlichen Abfalles bestimmt. Diese lieferten meistens nur grobe Abschätzungen, also qualitative Aussagen, und ersetzen deshalb keine Direktmessungen vor Ort und radiochemische Analysen der rückgebauten Elemente für die Gewinnung der notwendigen Informationen. Die Durchführung der Messungen und der Analysen ist sowohl mit einem großen technischen als auch, für eine gute räumliche Darstellung der Aktivierung, mit einem hohen quantitativen Aufwand verbunden. Außerdem ist in vielen Bereichen erst nach der endgültigen Abschaltung eine Gewinnung von Proben für radiochemische Analysen möglich. Deshalb ist es wichtig, die Genauigkeit von Aktivierungsrechnungen zu verbessern, um frühzeitig detaillierte Informationen über das Aktivitätsinventar über diesen Weg zu generieren.

Für diese Simulationen werden hauptsächlich MC-Programme eingesetzt, da mit diesen die geometrischen Strukturen der Komponenten praktisch exakt in den Rechnungen abgebildet werden können. Im Gegensatz dazu benötigen deterministische Programme immer eine Gitterstruktur, wo man im Allgemeinen die Geometrie nur approximieren kann. Allerdings simuliert die MC Methode den Teilchentransport stochastisch, was bei großen Systemen zu Problemen führt. Das bedeutet, dass in den von der Quelle weit entfernten Volumen praktisch keine statistisch abgesicherten Werte berechnet werden können und diese eine hohe Varianz haben. Deshalb wurden zur Lösung des simulations-technischen Problems Methoden entwickelt mit dem Ziel, die Konvergenz zu beschleunigen. So stehen in den meisten MC-Programmen verschiedene varianzreduzierende Tools zur Verfügung, wie zum Beispiel die Weigt-Window-

Methode. Ein anderer Weg ist, mit einer Kombination von MC und deterministischen Verfahren entsprechende Daten zu generieren. Als Beispiel ist das Hybridverfahren FW-CADIS (Forward Weighted-Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) [2] zu nennen, welches im Rechenprogramm AD-VANTG implementiert ist. Auf der anderen Seite sind MC-Programme sehr gut parallelisierbar (minimaler bzw. kein Austausch von Daten zwischen den Rechenknoten während des Programmablaufes), und durch die rechentechnische Entwicklung, insbesondere von großen Parallelrechnern, sind Rechnungen mit extrem vielen Teilchen jetzt möglich.

Erste Aktivierungsberechnungen von ganzen Reaktoranlagen wurden bereits durchgeführt und veröffentlicht. Zum Beispiel berechnete die Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) in der Schweiz Neutronenflüsse in Konstruktionselementen und die daraus resultierenden Aktivierungen, um die Entsorgung der radioaktiven Abfälle besser planen zu können [3]. Zu diesem Zweck wurden sehr detaillierte Rechenmodelle eines Siedewasserreaktors (SWR) für verschiedene Transportprogramme entwickelt, um eine möglichst großräumige Neutronenverteilung zu simulieren. Die Ergebnisse zeigten, dass die Neutronenflussverteilung mit der Entfernung vom Reaktorkern nicht gleichmäßig abnimmt, sondern durch die Anordnung von Hohlräumen und Durchführungen stark beeinflusst wird (Streaming-Effekt). Mit Hilfe von Messungen auf Basis von Aktivierungsfolien konnten die Ergebnisse validiert werden. Für reaktornahe Monitore konnten C/E-Verhältnisse (Calculation/Experiment) von 1 bis 2 erzielt werden, was für solche Rechnungen eine gute Übereinstimmung darstellt, aber mit größerer Entfernung nahmen die Differenzen stark zu. Das zeigt einerseits, dass derartige Rechnungen prinzipiell möglich sind, aber andererseits auch, dass noch sehr große Unsicherheiten bestehen.

Eine andere Untersuchung, die von der Wissenschaftlich-Technischen Ingenieurberatung GmbH durchgeführt worden ist, bezieht sich sowohl auf SWR als auch auf DWR [4]. Neben der Neutronenflussberechnung und daraus resultierenden Aktivierungen spielen hier auch Aspekte der Konditionierung des Abfalls und die Entwicklung eines Verpackungskonzepts eine Rolle. Für die Validierung wurden Messwerte verwendet, die während des Betriebes der Anlagen generiert wurden, wie z.B. mit Aktivierungsdetektoren aus dem Voreilprobenprogramm. Hier zeigte der Vergleich praktisch in allen Positionen eine rechnerische Überschätzung der Messwerte und spiegelt eine konservative Rechnung wider. Weitere Arbeiten haben vor allem die Großkomponenten im Fokus. So hat die GRS im Auftrag des BMUB in zwei Projekten (GRS-A-3626, GRS-

A-3627) eine sicherheitstechnische und wirtschaftliche Bewertung von direkter Endlagerung im Vergleich zur Abklinglagerung durchgeführt. Die Untersuchungen zeigten, dass die Abklinglagerung für Reaktordruckbehälter (RDB), Dampferzeuger und Teile der Reaktoreinbauten technisch realisierbar ist. Die Aktivierung bzw. Kontamination dieser Komponenten klingen innerhalb überschaubarer Zeiträume soweit ab, dass größtenteils eine Entsorgung ohne Endlagerung möglich ist.

Die Auswertung der Literatur [3] und [4] zeigt deutlich, dass die Berechnung von exakten Neutronenfluenzen, deren Spektren und daraus entstehenden Aktivitäten ein hoch komplexes Verfahren ist und noch viele Probleme und Unsicherheiten existieren. Außerdem muss man davon ausgehen, dass wegen der baulichen Unterschiede für die einzelnen Anlagentypen das Verfahren entsprechend angepasst und unterschiedlich optimiert werden muss.

3 Bisherige Arbeiten

3.1 Neutronenfluss- und Aktivitätsberechnung

Ein Forschungsgebiet am HZDR ist seit Jahrzehnten die Reaktordosimetrie. So wurde am ehemaligen Institut für Sicherheitsforschung des HZDR (jetzt dem IRE zugehörig) ein umfangreiches Codesystem speziell für Berechnungen von Neutronen- und Gammafluenzen im RDB entwickelt und im Rahmen verschiedener nationaler und internationaler Projekte erfolgreich eingesetzt, wie z.B. im EU Projekt REDOS [5]. Neben dem zentralen Monte-Carlo-Transportcode TRAMO [6,7], der reaktortypische dreidimensionale Geometrien behandeln kann, umfasst das Codesystem auch Programme zur Erzeugung und Aufbereitung von effektiven Gruppenwirkungsquerschnitten. Diese gestatten den Zugriff auf aktuelle und evaluierte Kerndaten aus internationalen Bibliotheken, wie z.B. ENDF/BVIII [8]. Ergänzt wird das System durch das Programm TRAWEI [6], welches auf der Basis eines rekursiven Monte-Carlo-Verfahrens optimale zonen- und energieabhängige Gewichte berechnet.

Die Neutronen- und Gammatransportsimulationen mit TRAMO wurden sowohl anhand von Vergleichen mit Ergebnissen, die mit anderen Codes (z.B. MCNP und DORT [9]) erzielt wurden, als auch anhand von Aktivierungsmessungen validiert [10,11].

Die Aktivierungsmessungen basierten auf Metallfolien, die in den meisten Fällen an der Außenwand vom RDB befestigt und innerhalb eines Zyklus bestrahlt wurden. So wurden im Rahmen der Wissenschaftlich-Technischen Zusammenarbeit (WTZ) mit

Russland verschiedene Projekte (Nr. 1501260 mit Laufzeit vom 1. Mai 2002 bis zum 31. Januar 2006 sowie Nr. 1501331 mit Laufzeit vom 1. Oktober 2006 bis zum 30. September 2010) gefördert, bei denen diese Vergleiche jeweils einen Teil der Projektarbeiten darstellten. In einem anderen Vorhaben (1501260, Teil A 4.5) wurden Neutronenfluenzen in Voreilproben von einem russischen Reaktor des Typs WWER-1000 berechnet [10]. Für die Berechnung wurden TRAMO und MCU (russischer MC-Code) [12] eingesetzt. In den Surveillance-Probenbehälter wurden verschiedene Neutronenfluenzmonitore eingesetzt. Die Vergleiche zwischen den berechneten und gemessenen Aktivitäten zeigten sehr gute Übereinstimmungen. Die Differenzen waren, von wenigen Ausnahmen abgesehen, kleiner 5%. Ein wichtiges Ergebnis des Projektes war die Erkenntnis, dass innerhalb der Probenbehälter ein sehr starker Flussgradient existiert und die Proben sehr unterschiedliche Fluenzen erfahren haben. In zwei weiteren Projekten wurde die Strahlenbelastung der Supportkonstruktion sowohl beim WWER-440 (Vorhaben-Nr. 1501331, Teil A 4.3) [11] als auch beim WWER-1000 (Vorhaben-Nr. 1501260, Teil A 4.3) [13] berechnet. Zum Einsatz kam hier neben TRAMO [6] der deterministische Code DORT [9] unter Verwendung der Synthesemethode. Die Ergebnisse konnten ebenfalls an Hand von Messungen validiert werden. Es zeigte sich, dass oberhalb des Kernbereiches bessere Ergebnisse mit dem Programm TRAMO erzielt wurden als mit der Synthesemethode, die für diese Bereiche, mit einer ausgeprägten 3D-Geometrie, hier an ihre Grenzen stößt. Allgemein zeigen die erzielten Ergebnisse den hohen Validierungsgrad von Neutronenfluenzrechnungen im Bereich des RDB, speziell den des Codes TRAMO.

Ein anderer Weg musste dagegen in einem vom BMWi geförderten Projekt beschritten werden. Für die Nachbestrahlungsuntersuchungen zum KKW Greifwald wurden hochaufgelöste integrale Neutronenfluenzwerte für aus dem RDB entnommene Bohrkerne berechnet [14]. Zur Validierung der Ergebnisse standen hier keine Monitore zur Verfügung, sondern es konnten nur Aktivitäten, die durch Neutronenaktivierung im Stahl selbst entstanden sind, gemessen werden. Auf der anderen Seite kamen wegen der langen Zeitspanne zwischen der Abschaltung des KKW's und der Messung nur Nuklide mit relativ langen Halbwertszeiten in Betracht. So wurden die Aktivitäten von ^{63}Ni und ^{99}Tc ausgewählt, die auch beim Rückbau eine bedeutende Rolle spielen. Das hatte außerdem den Vorteil, dass diese quasi die gesamte Betriebszeit des Reaktors noch „gespeichert“ haben. Tabelle 1 zeigt die C/E Verhältnisse. Wenn man berücksichtigt, dass diese Nuklide hauptsächlich durch thermischen Einfang entstehen, was größere

Tabelle1: ^{63}Ni und ^{99}Tc Aktivitäten und C/E-Verhältnisse von verschiedenen Proben

| | Block 1 (Schweißgut) | | Block 4 (Plattierung) | |
|--|----------------------|-------------|-----------------------|-------------|
| Höhe vom Core-Boden/ Abstand von der RDB-Innen-seite | 30/4.5 cm | 30/7.0 cm | 30/0.4 cm | 110/0.4 cm |
| ^{63}Ni | | | | |
| Berechnete Aktivität | 7538 | 3153 | 4320200 | 5906100 |
| Gemessene Aktivität | 11200 | 5200 | 8290000 | 10400000 |
| C/E-Verhältnis | 0.67 | 0.61 | 0.52 | 0.57 |
| ^{99}Tc | | | | |
| Berechnete Aktivität | 20.3 | 14.7 | 3.9 | 5.1 |
| Gemessene Aktivität | 28.9 | 21.2 | <7 | <25 |
| C/E Verhältnis | 0.70 | 0.69 | | |

statistische Unsicherheiten in der Rechnung nach sich zieht, sind die erzielten Übereinstimmungen gut. Leider wurden nur sehr wenige Proben untersucht. Die wenigen Ergebnisse zeigen aber, dass die kumulativen Aktivitäten im RDB über die gesamte Betriebszeit eines Kraftwerkes mit hinreichender Genauigkeit berechnet werden können. Eine Anwendung der Methode auch für den Rückbau reaktornaher Konstruktionselemente erscheint sinnvoll.

In letzter Zeit wurden auch verstärkt Arbeiten zu deutschen Kraftwerken durchgeführt. Grundlage dieser Arbeiten ist ein Rahmenvertrag zwischen PreussenElektra (EKK Hannover) und dem HZDR, der die wissenschaftliche und technische Zusammenarbeit zwischen den entsprechenden Abteilungen fördert.

So wurden im Rahmen von Untersuchungen zum Neutronenrauschen quantitative Neutronenflussdifferenzen in der Ex-Core Instrumentierung, die durch variierende Spaltbreiten zwischen den Brennelementen entstehen, beispielhaft für einen Vor-Konvoi Reaktor bestimmt [15]. Bei diesen Untersuchungen wurden auf Basis einer Vollkernrechnung Oberflächenquellen auf dem Kernbehälter, die als Quelle für die anschließende Transportrechnung zur Ex-Core Instrumentierung dienen, erzeugt. Die benötigten Eingangsdaten wurden von den Betreibern bereitgestellt. Als Ergebnis wurden relative Unterschiede in den $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ -Reaktionsraten der ^{10}B -Schicht der Neutronenionisationskammer bestimmt.

Für diese Rechnungen wurde MCNP6 verwendet. Somit existierte bereits vor Projektbeginn ein sehr detailliertes Geometriemodell im Höhenbereich des Reaktorkerns von

einem Vor-Konvoi Reaktor einschließlich der ersten Betonabschirmung, welches als Grundlage für das Projekt EMPRADO verwendet wurde.

3.2 Neutronenflussmessungen

Gammaspektrometrische Untersuchungen verschiedenster Nuklide in den unterschiedlichsten Materialien und Geometrien sowie LSC für Alpha- und Betastrahler als auch Alphaspektrometrie gehören zu den Standardanalysemethoden im IRE des HZDR. Somit existieren entsprechende Erfahrungen bei der Probenaufbereitung, der Messung an sich und der Messauswertung.

4 Ausführliche Darstellung der Ergebnisse auf Basis des Arbeitsplanes

4.1 Erstellung des Geometriemodells

Der Transport der Neutronen wird sowohl von dem Material, welches die Neutronen durchdringen, als auch von der geometrischen Struktur sehr stark beeinflusst. Das trifft vor allem auf die thermischen Neutronen zu. Eine exakte Modellierung ist deshalb anzustreben. Dementsprechend wurden für die Erstellung des Geometriemodells alle verfügbaren Informationen genutzt und im Modell berücksichtigt. Besonders wichtig ist dabei eine genaue Umsetzung der angrenzenden Umgebung des Reaktorkerns, denn Ungenauigkeiten hier beeinflussen alle anderen weiter außen liegenden Bereiche. Für die Anfertigung eines entsprechenden Dateninputfiles standen keine digitalen Dateien wie z.B. CAD Files zur Verfügung, sondern mussten auf Basis von technischen Zeichnungen erstellt werden. Wie oben bereits erwähnt wurde, konnte teilweise auf Dateninputfiles zurückgegriffen werden, die bereits aus anderen Projekten zur Verfügung standen. Trotzdem nahm der Aufbau des Dateninputfiles und die Analyse auf Richtigkeit rund ein Drittel der Projektzeit in Anspruch. Allein die Beschreibung der Geometrie umfasst rund 6100 Zeilen. Aus Sicht der Bearbeiter ist das hier entwickelte Modell in seiner Detailliertheit und Abbildungstreue für Vor- bzw. Konvoi-Anlagen unikal. Nachdrücklich kann man es in der Abbildung 1 sehen, die verschiedene Schnitte durch das Modell zeigt.

Im Allgemeinen weisen Vor- und Konvoi-Reaktoren eine 90°-Symmetrie sowohl in der Quellverteilung als auch in der reaktornahen Geometrie auf. Erkennbare geometrische

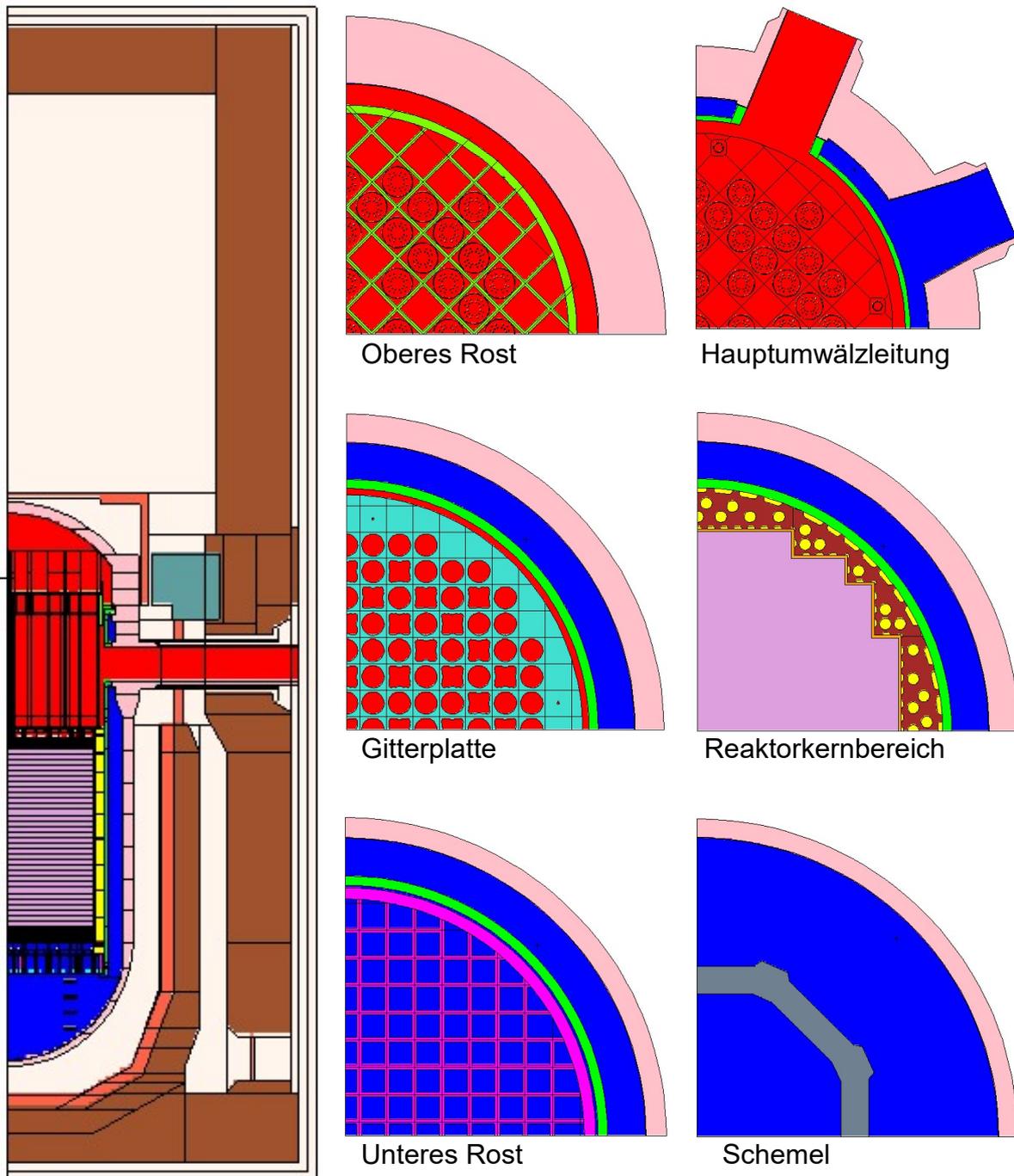


Abbildung 1: Vertikaler Schnitt und verschiedene horizontale Schnitte (nur im RDB) durch das MCNP Modell

bzw. räumliche Unterschiede beginnen erst außerhalb des Tragschildes, hervorgerufen durch den Druckhalter und das Brennelementlagerbecken. Für die Rechnungen wurde deshalb eine Modellierung eines 90°-Sektors als ausreichend angesehen. Neben der damit verbundenen Verringerung des Aufwandes für die Modellierung bewirkt dieses, wegen des geringeren modellierten Volumens, auch eine signifikante Reduzierung des Rechenaufwandes und damit eine bessere Varianz bei

gleicher CPU-Zeit. Das entwickelte Modell umfasst den gesamten Reaktor, also den Reaktorkern, die Einbauten, den RDB und den Reaktordeckel. Auch die gesamten umgebenden Strukturen einschließlich der biologischen Abschirmung und des Tragschildes wurden mit modelliert. Bei der Entwicklung des Modells wurden alle Konstruktionselemente, bei denen die Voraussetzungen bestanden, aufgelöst dargestellt. Nur der Reaktorkern wurde, entsprechend den Erfahrungen der Reaktordosimetrie, als homogenisiertes Gemisch aus Wasser, Hüllmaterial und Urandioxid beschrieben. Das ist möglich, da es den Transport der schnellen Spaltneutronen innerhalb der Spaltzone nur marginal beeinflusst und nur diese können tiefer in die angrenzende Umgebung eindringen. Mit dieser Vereinfachung werden die Rechnungen zusätzlich beschleunigt, und der dadurch entstehende Fehler ist außerhalb des Kerns praktisch nicht mehr bestimmbar.

Für die Nachrechnung der Aktivitäten der Fluenzmonitore wurden an deren Orten entsprechende Volumina definiert.

4.2 Berechnung der Neutronenfluenzverteilung und deren Spektren

4.2.1 Neutronenquelltermberechnungen

Allgemein werden Fluenzrechnungen mit vorgegebenen Quellen durchgeführt, die aus Abbrandrechnungen extrahiert werden. Im Fall der Berechnung der totalen Neutronenfluenz wird das Flussintegral über die gesamte Betriebszeit des Reaktors gebildet. Dabei ist der Fluss über die zeitabhängige Spaltquelle durch die Transportgleichung (1) bestimmbar und kann somit bei gegebenen äußeren Quellen und mit Hilfe eines Transportoperators in der Form:

$$TR \cdot \phi(\vec{r}, E, t) = S(\vec{r}, E, t) \quad (1)$$

berechnet werden. Als formale Lösung aus (1) erhält man:

$$\phi(\vec{r}, E, t) = TR^{-1} \cdot S(\vec{r}, E, t) \quad (2)$$

Durch die Integration des Flusses über die Zeit erhält man die Fluenz:

$$\psi(\vec{r}, E) = \int_t TR^{-1} \cdot S(\vec{r}, E, t) dt \quad (3)$$

Frühere Rechnungen zeigen, dass sich für den Energiebereich der Spaltneutronen die Transporteigenschaften durch Abbrand nur marginal ändern, so dass der

Transportoperator quasi als konstant angesehen werden und man die Gleichung (3) wie folgt schreiben kann:

$$\psi(\vec{r}, E) = TR^{-1} \cdot \int_t S(\vec{r}, E, t) dt \quad (4)$$

Die Fluenz kann daher mit einer Rechnung unter Verwendung von zeitlich integrierten Quellen bestimmt werden.

Für die Bestimmung der Quellen werden reaktorphysikalische Rechnungen des Betreibers (PreussenElektra) genutzt, der dafür den Reaktorcode SIMULATE-5 [19] verwendet. Für die Bestimmung der Anzahl der Spaltneutronen kann aus dem SIMULATE-5 Output-File die Spaltrate und die mittlere Anzahl von Spaltneutronen für einzelne Spaltisotope ausgelesen werden. Diese Information wird für 16 Spaltisotope und für 32 Höhensegmente von jedem Brennelement bereitgestellt. Durch zeitliche Integration und Summierung der Spaltisotope kann dann die totale Quelle für das Segment und mit einer zusätzlichen räumlichen Integration die des gesamten Reaktors bestimmt werden.

Allgemein ist bekannt, dass die Produktion von gammainduzierten Radionukliden vernachlässigt werden kann und deshalb eine Berechnung der Spaltgammas und der beim Transport entstehenden Gammas nicht notwendig ist.

Erkenntnisse aus der Reaktordosimetrie zeigen, dass eine Berücksichtigung der Quellverteilung innerhalb der äußeren Brennelemente für eine exakte Bestimmung der Neutronenfluenz außerhalb des Kerns sehr wichtig ist. So führt eine Gleichverteilung der Quelle in den äußeren Brennelementen zu einer Überschätzung der Werte. Entsprechende Vergleiche zeigten, dass bei gleichverteilter Quellauswahl die Fluenzwerte im RDB um mindestens 15% überschätzt werden. Deshalb wurden auf Basis der Brennstableistungen, die ebenfalls SIMULATE-5 bereitstellt, für die Brennstäbe Quellen generiert, die die Quellunterschiede in den Brennelementen entsprechend berücksichtigen. Als Ergebnis werden somit für jeden Brennstab absolute Quellstärken für jeden Höhenabschnitt erzeugt. Für das Auslesen der Daten aus den Abbrandcodes, eine entsprechende Aufbereitung der Quelldaten und den Transfer in ein für MCNP lesbares Format wurde ein Programm geschrieben. Der erzeugte Quelldatenfile umfasst rund 70.000 Zeilen, in dem für jeden Brennstab die integrierten Quellneutronen für die 32 Höhensegmente abgebildet sind. Zusätzlich wird

die totale Quelle des Reaktors bestimmt. Der SIMULATE-5 Output liefert neben den Einzel- auch integrale Werte, die zur Überprüfung der erzeugten Quellwerte genutzt wurden. Bei größeren Abweichungen erfolgte ein entsprechender Warnhinweis. Das Programm kann die Quellen sowohl für Einzelzyklen als auch für die gesamte Zeit des Reaktors berechnen. Da die primäre Datenaufbereitung für alle Quellberechnungen identisch ist, kann unterstellt werden, dass eine Validierung auf Basis von Einzelzyklen auf alle anderen Quellberechnungen übertragbar ist.

Für den Vergleich mit den Monitormessungen könnte die zeitliche Flussveränderung in der Umgebung der Monitore in deren Aktivitäten sichtbar werden, so dass hier die Vernachlässigung der Veränderungen der Quellverteilung während eines Zyklus zu Fehlern führen könnte. Besonders bei Monitorisotopen mit relativ kurzen Halbwertszeiten wie bei ^{117m}Sn mit rund 14 Tagen Halbwertszeit muss dieses geprüft werden. Deshalb wurde in dem Quelldatenaufbereitungsprogramm eine Möglichkeit implementiert, die das Abklingen der Isotope bereits in den Quellen berücksichtigt, so dass für die Berechnung der Monitoraktivitäten nur die am Ende der Bestrahlung „messbaren“ Quellen aufsummiert werden. Es zeigte sich aber, dass durch die relativ große Distanz zwischen Quelle und Monitor die Quellverteilung verrauscht und praktisch kein Verteilungseffekt außerhalb der statistischen Unsicherheiten sichtbar wurde.

4.2.2 Neutronenflussrechnungen und Energiespektrenbestimmung

Mit Hilfe stationärer Monte-Carlo-Rechnungen bei vorgegebenen Quellen wurden Neutronenflussspektren für reaktornahe Beton- bzw. Konstruktionselemente berechnet. Wie oben erwähnt, ist für die Rechnungen der MC-Code MCNP6.2 verwendet worden.

Nachdem das Modell erstellt und in einem interaktiven Prozess auf Vollständigkeit und Richtigkeit überprüft wurde, sind zuerst Rechnungen für die Zyklen ausgeführt worden, bei denen die Messungen stattfanden. An den verschiedenen Orten der Monitore wurden auf Basis der für diesen Zyklus ermittelten Quellverteilung die Neutronenflussspektren berechnet. Unter Verwendung der entsprechenden Querschnitte und der totalen Quellen wurden die verschiedenen Reaktionsraten für die gemessenen aktiven Nuklide bestimmt. Auf Basis der Halbwertszeit wurden dann die Aktivitäten am Messzeitpunkt berechnet und mit den gemessenen verglichen. Ein solcher Vergleich ist bei diesen komplexen Rechnungen zwingend notwendig, um

sowohl die Quelldatenaufbereitung als auch das Geometriemodell einschließlich der Materialdaten zu überprüfen. Ausführlich werden die Vergleiche zwischen den Experimenten und Rechnungen im Abschnitt 4.3.2 dargestellt und diskutiert. Bei diesen Rechnungen kamen bereits verschiedene varianzreduzierende Methoden zur Anwendung und konnten auf ihre Effektivität getestet werden.

Ein zweiter Rechenblock umfasste die Bereitstellung von Neutronenfluenzspektren für die Berechnung der 1-Gruppenwirkungsquerschnitte. Die Querschnitte werden für die Bestimmung der Aktivitäten in den einzelnen Komponenten benötigt. Die Aktivierungsrechnungen wurden unter Anwendung des Programms ORIGEN2 vom Projektpartner Lehrstuhl für Endlagersicherheit (ELS) an der RWTH Aachen ausgeführt. Zwar hat ORIGEN2 bereits für verschiedene Reaktortypen 1-Gruppenquerschnittsdaten, aber diese basieren auf Neutronenspektren, die in der Nähe des Reaktorkerns existieren und bei Aktivierungsberechnungen von äußeren Strukturen zu Fehlern führen können.

Die Neutronenspektren wurden für den Kernbehälter, den RDB, die Isolierung, die biologische Abschirmung und das Tragschild berechnet. Als Energiestruktur wurde die sehr feine SAND-IIA Energiestruktur mit 640 Gruppen gewählt und deshalb das Schätzvolumen für die Berechnung der Fluenzspektren so groß wie möglich definiert. Auf der anderen Seite wird angenommen, dass in Abhängigkeit der Position und der Größe der Komponente Unterschiede im Energiespektrum existieren und separiert werden müssen. So ist der Reaktordruckbehälter in 20 Bereiche und das biologische Schild in vier radiale Segmente unterteilt worden. Dagegen wurden die Isolierung und der Kernbehälter nicht geteilt. Für die Reaktoreinbauten ist das Neutronenspektrum des Kernbehälters verwendet worden. Die Abbildung 2 zeigt die verschiedenen Schätzvolumen für die Spektren und deren berechnete Neutronenspektren mit den statistischen Fehlern. Es ist zu erkennen, dass die Spektren, wegen der sehr geringen Anzahl an Neutronen, nur im oberen Energiebereich größere Unsicherheiten aufweisen. Auf Basis dieser Spektren konnte der Projektpartner dann durch Kondensation für jedes Nuklid 1-Gruppenwirkungsquerschnitte generieren.

In einem dritten Rechenblock wurden totale Neutronenfluenzwerte in einem kartesischen Gitter mit einer Maschenweite von $10 \times 10 \times 10$ cm berechnet, was

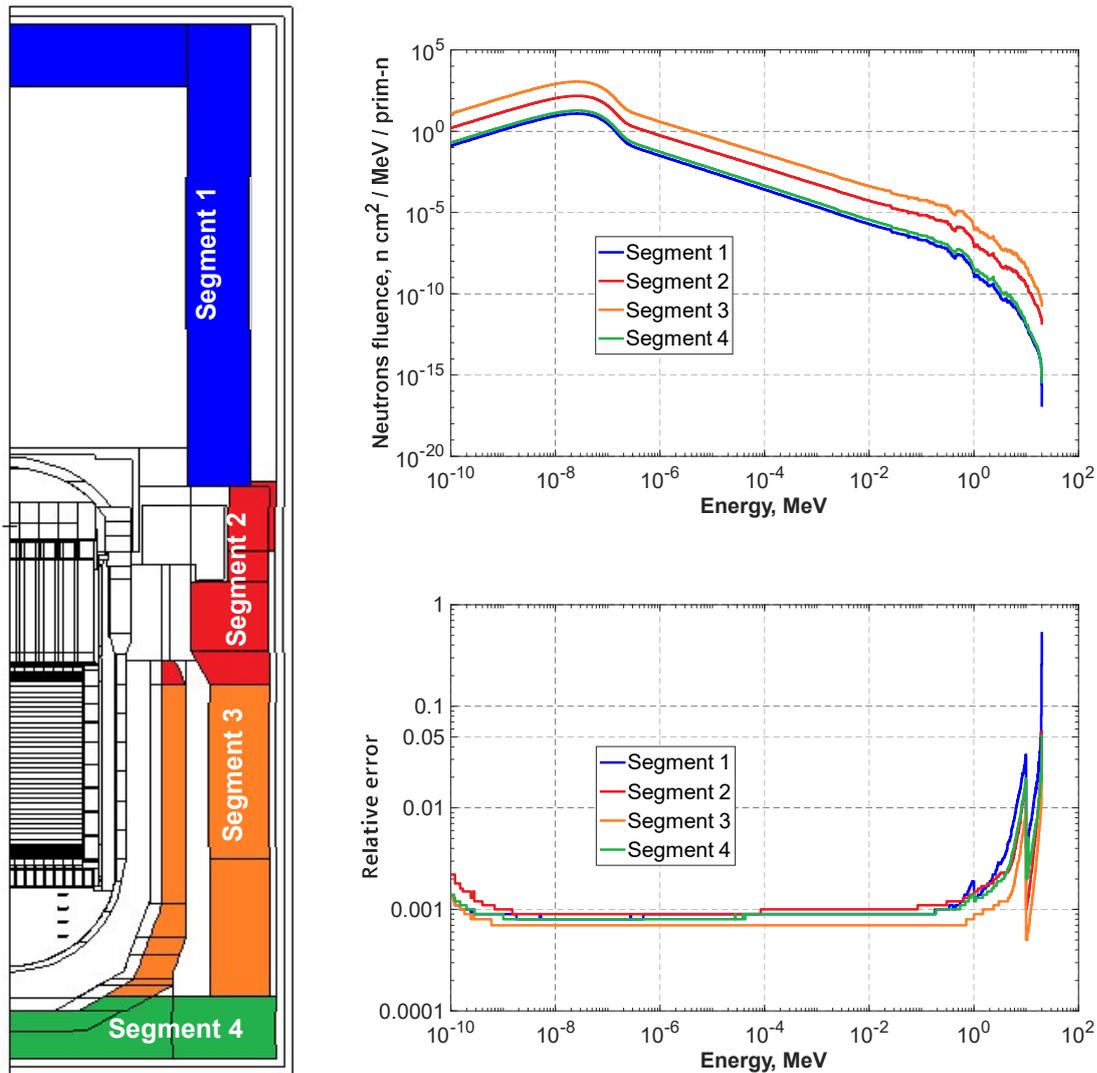


Abb. 2: Die verschiedenen Schätzvolumen für die Berechnung der Spektren und die vier berechneten Neutronenspektren sowie deren statistische Fehler in den Gruppenwerten (entsprechend der Farben).

statistisch betrachtet bei dem umfassenden Berechnungsvolumen eine sehr große Herausforderung darstellt. Der relativ schnell konvergierende Erwartungswertschätzer konnte hier wegen der Verwendung von reflektierenden Flächen nicht eingesetzt werden und die Fluenzwerte wurden deshalb in Volumina geschätzt. Abgesehen davon zeigen Volumenschätzer durch ihr statistisches Verhalten bei Langzeitrechnungen Vorteile gegenüber der Erwartungswertschätzung.

Bis auf wenige Bereiche konnten die Werte in der entsprechenden Qualität bestimmt werden. Nur im Bereich des Reaktordeckels und im äußeren Raumwinkel mussten die Maschenweiten vergrößert werden. Entsprechend des dort vermuteten Flussgradienten wurden die Volumen so vergrößert, dass innerhalb des Volumens

keine größeren Flussdifferenzen auftraten. Die maximale Maschenweite betrug $30 \times 30 \times 50$ cm. Die Abbildung 3 zeigt normierte Neutronenfluenzen und deren statistische Fehler im Berechnungsvolumen. Man erkennt, dass, bis auf wenige Ausnahmen, statistisch gut abgesicherte Werte berechnet werden konnten.

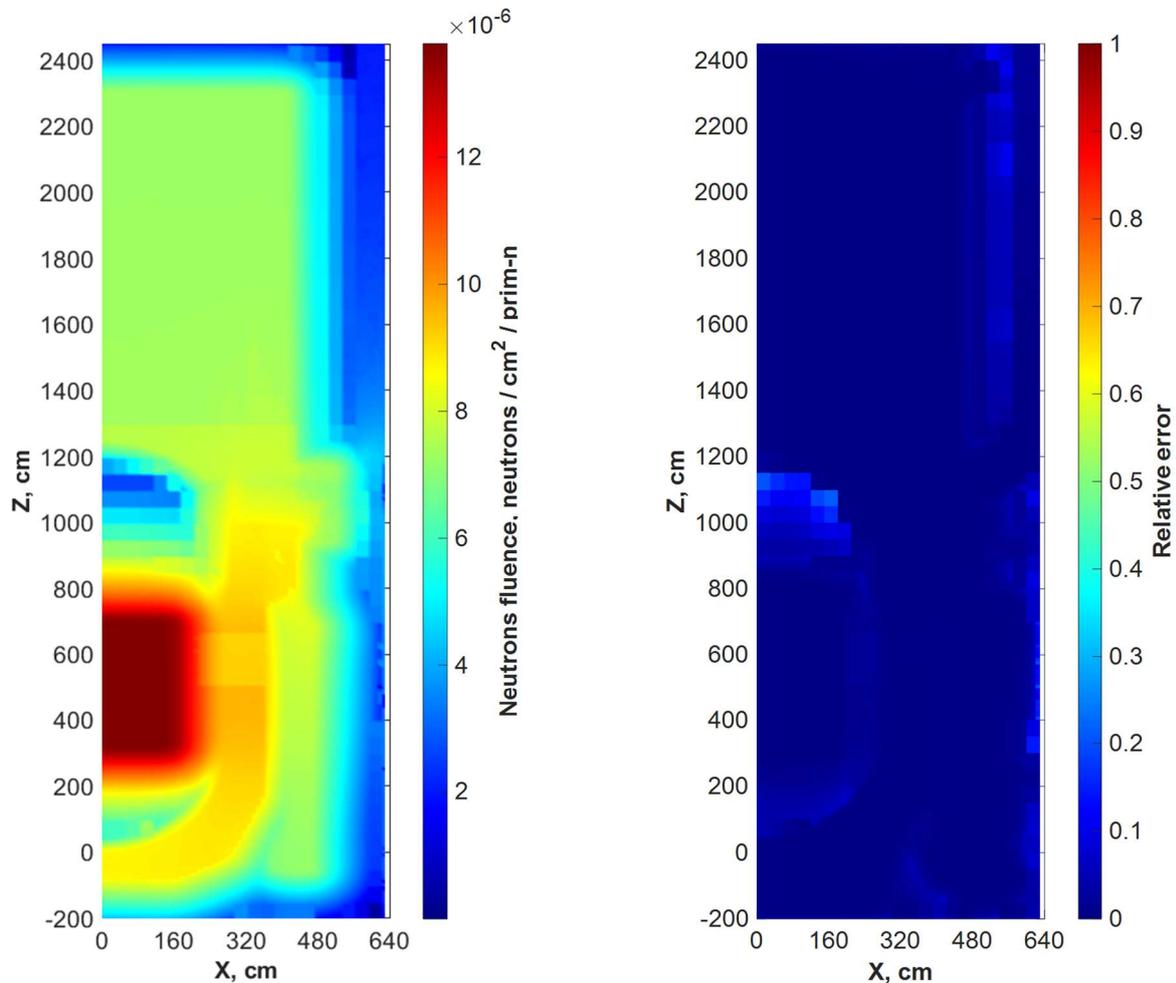


Abb. 3: Normierte Neutronenfluenzen und deren statistische Fehler

4.3 Modellvalidierung und Neutronenfluenzmessungen

4.3.1 Neutronenfluenzmessungen

Zur Validierung der Rechnungen wurden Neutronenfluenzmessungen auf Basis von Aktivierungsfolien (Monitoren) durchgeführt. Dazu wurden in Absprache mit den Betreibern (PreussenElektra) in zwei KKW während mehrerer Zyklen an ausgesuchten Stellen nahe des Reaktordruckbehälters, im und am biologischen Schild sowie am

Tragschild und in den reaktorumgebenden Räumen verschiedene Neutronenflussmonitore installiert und jeweils innerhalb eines Zyklus bestrahlt. Außerdem wurden wegen der Abschaltung der Kraftwerke innerhalb des Projektes bereits Monitore bestrahlt, die für ein Nachfolgeprojekt bestimmt sind. Das umfasst alle die, die sich außerhalb des Tragschildes befanden. Zwar sind diese Monitore, wegen des Abklingens ihrer Aktivitäten, bereits jetzt gemessen worden, werden aber hier nicht gezeigt. Eingesetzt wurden verschiedene Materialien, bei denen die Aktivierungsnuklide aufgrund einer gut messbaren Gammastrahlung beim Zerfall und einer Halbwertszeit ($t_{1/2}$) im Bereich von Wochen bis Monaten leicht mittels Gammaskopie detektierbar sind. Weiterhin wurde darauf geachtet, dass sowohl Schwellwert- (Neutronen müssen einen bestimmten Energiewert überschreiten) als auch Reaktionen, die hauptsächlich durch langsame (thermische) Neutronen ausgelöst werden, ausgewertet werden konnten. Bei den Schwellwertreaktionen handelt es sich meist um Neutron/Proton Reaktionen und bei den thermischen Reaktionen um den Einfang eines Neutrons, deren Energie im Allgemeinen kleiner als 1 eV ist. Die eingesetzten Materialien, ihre Aktivierungsreaktionen und Aktivierungsprodukte sind in Tabelle 2 aufgelistet.

Tabelle 2: Für Neutronenflussmessungen eingesetzte Metallfolien

| Metall | Aktivierungsreaktion | Energiebereich des Reaktionsquerschnittes | $t_{1/2}$ des Aktivierungsproduktes |
|-------------|---|--|-------------------------------------|
| Titan (Ti) | $^{46}\text{Ti}(n,p) \rightarrow ^{46}\text{Sc}$ | $E > 2,5 \text{ MeV}$ | 84 d |
| Eisen (Fe) | $^{54}\text{Fe}(n,p) \rightarrow ^{54}\text{Mn}$ $^{58}\text{Fe}(n,\gamma) \rightarrow ^{59}\text{Fe}$ | $E > 1,0 \text{ MeV}$ thermisch | 312 d 45 d |
| Nickel (Ni) | $^{58}\text{Ni}(n,np) \rightarrow ^{57}\text{Co}$ $^{58}\text{Ni}(n,p) \rightarrow ^{58}\text{Co}$ | $E > 9,5 \text{ MeV}$ $E > 1,0 \text{ MeV}$ | 272 d 71 d |
| Kupfer (Cu) | $^{63}\text{Cu}(n,\alpha) \rightarrow ^{60}\text{Co}$ | $E > 4,5 \text{ MeV}$ | 5.3 y |
| Zink (Zn) | $^{64}\text{Zn}(n,\gamma) \rightarrow ^{65}\text{Zn}$ | thermisch | 244 d |
| Indium (In) | $^{113}\text{In}(n,\gamma) \rightarrow ^{114m}\text{In}$ | thermisch | 50 d |
| Zinn (Sn) | $^{112}\text{Sn}(n,\gamma) \rightarrow ^{113}\text{Sn}$ $^{116}\text{Sn}(n,\gamma) \rightarrow ^{117m}\text{Sn}$ $^{117}\text{Sn}(n,n') \rightarrow ^{117m}\text{Sn}$ | thermisch thermisch $E > 0,16 \text{ MeV}$ | 115 d 14 d |
| Tantal (Ta) | $^{181}\text{Ta}(n,\gamma) \rightarrow ^{182}\text{Ta}$ | thermisch | 114 d |



Abbildung 4: Beispiele für Monitorpakete, verpackt in Kaptonfolie, für Bereiche mit höherem (links) und sehr niedrigem (Mitte) Neutronenfluss; Aluminiumdose zum Verpacken der Monitorpakete (rechts)

Es wurden jeweils mehrere Metallplättchen in Kaptonfolie zusammen fixiert und in einer Aluminiumdose vor äußerem Einflüssen geschützt (siehe Abbildung 4). Die Dosen wurden mittels eines Stahlseiles oder durch Kabelbinder an den entsprechenden Orten positioniert. Die Auswahl und Größe der Monitore richtete sich nach dem zu erwartenden Neutronenfluss und der Temperatur an der Einsatzposition. Anhand der jeweils im vorangegangenen Zyklus gewonnenen Erkenntnisse wurden die Monitorpakete im darauffolgenden Zyklus entsprechend angepasst. So wurde nahe dem RDB aufgrund der dort herrschenden hohen Temperaturen auf die niedrig schmelzenden Metalle In (Schmelzpunkt $T_s = 156 \text{ °C}$) und Sn ($T_s = 232 \text{ °C}$) verzichtet. Außerdem wurde auch Ta weggelassen, welches einen sehr großen thermischen Einfangquerschnitt besitzt

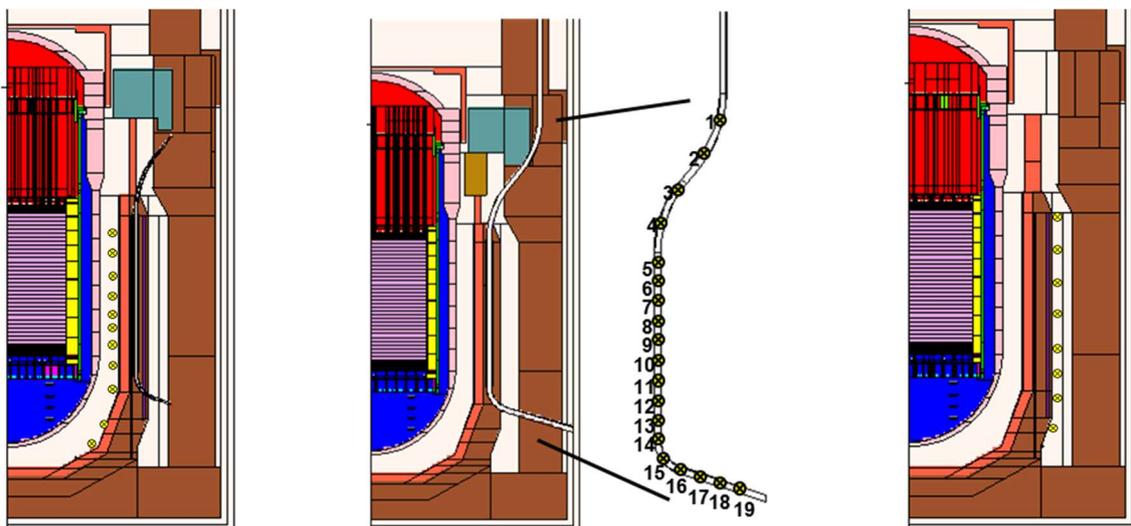


Abbildung 5: Schematische Darstellung der Monitorpositionen nahe des Reaktors. Links: im Reaktordruckbehälterraum (nur KKW1); Mitte: im Messkammerführungsrohr (nur KKW2); rechts: zwischen Tragschild und biologischem Schild (nur KKW1)

und an reaktornahen Positionen mit den hohen Neutronenflüssen zu stark aktiviert wurde. Dagegen generierten alle Schwellwertmonitore an reaktorfernen Orten keine messbaren Aktivitäten, so dass in den letzten Zyklen hier nur noch In, Sn, Ta und Zn auf Grund ihrer sehr hohen Einfangquerschnitte thermischer Neutronen eingesetzt wurden. Die Geometrien der Monitore waren runde oder quadratische Blättchen mit einem Durchmesser von ca. 10 mm bzw. Kantenlängen von ca. 10 mm und einer Dicke von rund 0.1 mm. Nur an den Positionen in den reaktorumgebenden Räumen wurden bis zu (30×30×2) mm Metallplättchen eingesetzt. In Abbildung 4 sind 2 Beispiele für Monitorpakete (klein und groß) dargestellt.

Im Referenzkraftwerk 1 (KKW1) wurden innerhalb des Projektes in drei Zyklen insgesamt mehr als 1.800 Monitore positioniert und bestrahlt. Davon konnten bei mehr als 1.600 Monitoren Aktivierungen gemessen werden. An dieser Anlage wurden Monitore im Reaktordruckbehälterraum und in einem Ringspalt zwischen Tragschild und biologischem Schild bestrahlt. Im Referenzkraftwerk 2 (KKW2) wurden ebenfalls in drei Zyklen insgesamt mehr als 2.000 Monitore positioniert, von denen mehr als 1.500 Monitore messbare Aktivierungen aufwiesen. Für dieses Projekt konnten hier die Monitore im Messkammerführungsrohr installiert werden. Die Monitorpositionen sind schematisch in der Abbildung 5 dargestellt.

Alle Monitore wurden während der jährlichen Abschaltung zur Revision ausgetauscht. Da die an einem Stahlseil befestigten Aluminiumdosen mit den Monitorpaketen im Messkammerführungsrohr auch während des normalen Kraftwerksbetriebs fungibel waren, konnte hier jede Position doppelt mit Monitoren bestückt werden und jeweils ein Paket wurde bereits nach der Hälfte des Zyklus entnommen.

Die bei der Bestrahlung entstandene Aktivierung der Monitore wurde gammaspektrometrisch mit einem HPGe-Detektor (Fa. Ortec-Ametek) quantitativ bestimmt. Die Monitore wurden direkt auf dem Detektor positioniert. Dabei wurden Metalle, deren Aktivierungsprodukte etwa gleiche Aktivitäten aufwiesen und deren Gammalinien ausreichend voneinander entfernt liegen, teilweise gemeinsam gemessen (Zn/In/Sn sowie Fe/Ni und Ti/Cu). Die Messzeiten wurden entsprechend der Aktivierung angepasst und reichten von 10 min (z.B. Ta, Zn/In/Sn) bis zu 60 h (Ti/Cu). Alle Messwerte sind im Anhang mit den zugehörigen Positionen aufgelistet.

4.3.2 Vergleich der Experimente mit den Rechnungen

Für die Referenzkraftwerke und die Zyklen, in denen die Monitore installiert waren, wurden auf Basis der Leistungsdaten und der dazugehörigen SIMULATE-5 Rechnungen zyklusspezifische totale Neutronenquellen und deren Verteilungen bestimmt und entsprechende Neutronenfluenzrechnungen durchgeführt. Für den Vergleich mit den Messungen wurde die Geometrie im Bereich der Monitorpositionen leicht angepasst. So wurden an den Positionen der Monitor Dosen unter Beachtung der örtlichen Gegebenheiten Volumen definiert, die die lokalen Bedingungen und Unsicherheiten berücksichtigen. Neben objektiven Umständen, die eine genaue Positionierung nicht erlaubt haben, muss hier betont werden, dass die Installation der Monitor Dosen in Bereichen mit hohen Dosisleistungen stattfand und eine exakte Ausrichtung einiger Proben nicht möglich war. Deshalb wurden für die Monitorpositionen zusätzlich Sensitivitätsstudien durchgeführt. Unter Zuhilfenahme der Halbwertszeit und der realen Zykluszeiten wurden die Aktivitäten auf Basis von Reaktionsraten, die direkt im MCNP Code berechnet werden können, bestimmt und mit den erhaltenen Messergebnissen verglichen.

4.3.2.1 Reaktordruckbehälterraum

Im Reaktordruckbehälterraum konnten nur im KKW1 Monitore installiert werden. Die Monitorboxen waren an Stahlseilen in einem definierten Abstand fixiert. Diese wiederum waren an einer Leiter, die sich im Reaktordruckbehälterraum befand, mittels Edelstahlbinder befestigt. Pro Zyklus wurden jeweils ein Seil links und rechts an der Leiter angebunden. Die Anzahl der Boxen konnte von der ersten Bestrahlungsperiode mit 4 pro Seil auf 11 im letzten Zyklus gesteigert werden. Die Abbildung 6 zeigt die Leiter mit den Monitorseilen im Reaktordruckbehälterraum des KKW1 und die Tabelle 3 die Anzahl der Monitore pro Zyklus und wieviel davon ausgewertet werden konnten.

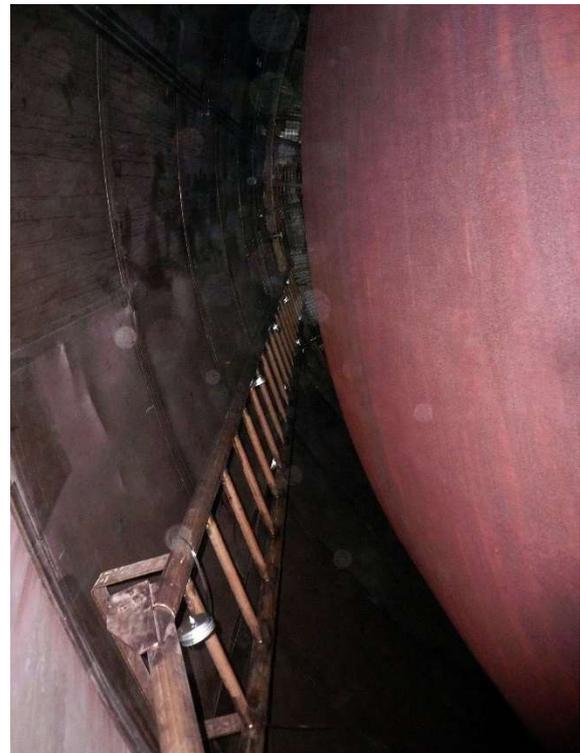


Abbildung 6: Monitorpositionen im Reaktordruckbehälterraum des KKW1

Tabelle 3: Überblick über die Anzahl der Monitore im Reaktordruckbehälterraum

| Zyklus | Boxen | Monitore | gemessen | davon <NWG |
|----------|-------|----------|----------|------------|
| 0 (Test) | 9 | 54 | 54 | 3 |
| 1 | 14 | 98 | 63 | 4 |
| 2 | 22 | 154 | 77 | 5 |
| 3 | 22 | 110 | 110 | 4 |

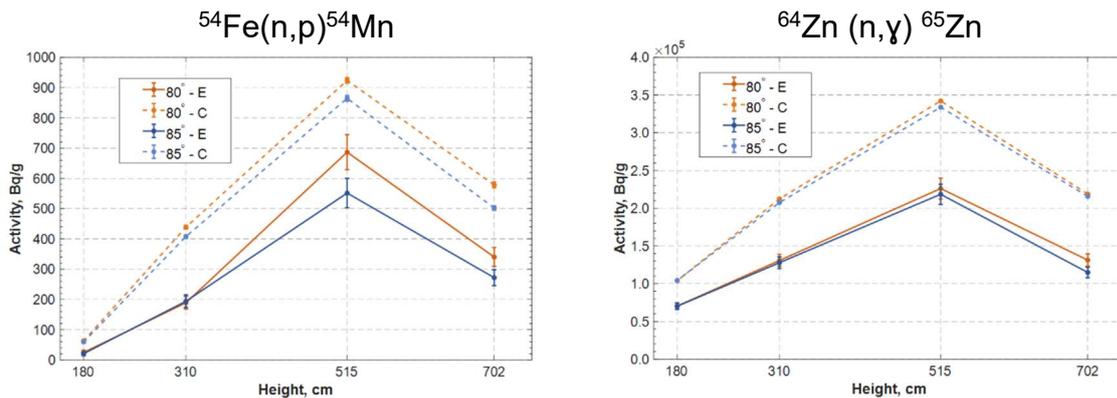


Abbildung 7: gemessene und berechnete Aktivitäten von zwei verschiedenen Reaktionen von Monitoren vom Testzyklus 0 aus dem Reaktordruckbehälterraum des KKW1

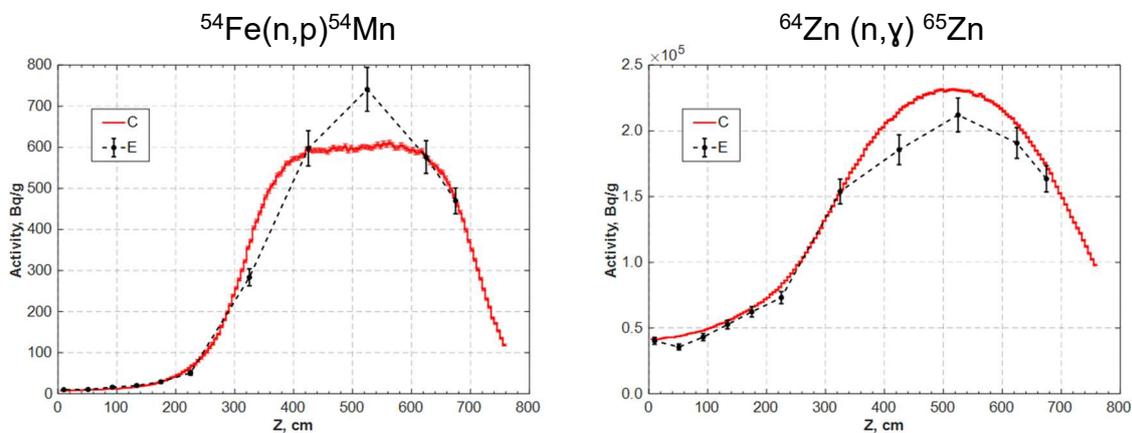


Abbildung 8: gemessene und berechnete Aktivitäten von zwei verschiedenen Reaktionen von Monitoren vom Zyklus 3 aus dem Reaktordruckbehälterraum des KKW1

Die C/E Vergleiche zeigen deutlich, dass sich mit Projektfortschritt die Übereinstimmungen deutlich verbessert haben. Aufbauend auf den Erfahrungen aus den ersten Experimenten konnte sowohl die Probenpräparierung verbessert als auch das Ausbringen der Monitore optimiert werden. Auf der anderen Seite wurde das Berechnungsmodell während der Projektlaufzeit kontinuierlich verfeinert, was ebenfalls zu

besseren Übereinstimmungen führte. Beispielhaft zeigen die Abbildungen 7 (Testzyklus 0) und 8 (Zyklus 3) gemessene und berechnete Aktivitäten jeweils von einer thermischen und einer schnellen Reaktion. Weitere Bilder befinden sich im Anhang. Man erkennt, dass die gemessenen und berechneten Aktivitäten im Testzyklus 0 nicht gut übereinstimmen, dagegen zeigen die Vergleiche der Aktivitäten vom letzten Zyklus 3 sehr gute Kongruenzen. Allgemein sind für die Monitore aus dem Reaktordruckbehälterraum gute Übereinstimmungen erzielt worden. Einige Abweichungen können dadurch erklärt werden, dass die genaue Lage der Monitore in Bezug auf die Leiter nicht bekannt ist oder sich diese z.B. hinter einer Leiterstange befanden und abgeschirmt wurden.

4.3.2.2 Messkammerführungsrohr

Zur Validierung der Rechnungen konnte im KKW2 für Messungen ein Messkammerführungsrohr genutzt werden. Den Verlauf des Messkammerführungsrohrs in der biologischen Abschirmung und die Verteilung der Monitore stellt in der Abbildung 5 (im Abschnitt 4.3.1) das mittlere Bild dar. Zwar ist die genaue Lage des Messkammerführungsrohrs bekannt, aber die genaue Position der Monitore innerhalb des Rohres nicht. Mit einem Durchmesser von 15 cm kann man davon ausgehen, dass ein Flussgradient über den Kanal existiert. Deshalb wurden 3 mögliche Positionen festgelegt (innen, Mitte, außen), für die die Aktivierung berechnet wurde (siehe Abbildung 9). Ein anderes Problem war, dass die Monitordosen an seinem sehr langen Seil (15 m) in den Kanal herabgelassen wurden und keine Überprüfung der exakten vertikalen Ausrichtung möglich war. Für die Monitore im Bereich der Reaktormittelebene hat es, wegen des geringen vertikalen Flussgradienten in diesem Bereich, keinen großen Einfluss, aber oberhalb und unterhalb des Reaktorkerns mit einem starken Flussgradienten kann dieses zu systematischen Fehlern führen. In diesen Bereichen konnten teilweise wegen zu geringer Aktivierung keine Aktivitäten gemessen werden. Tabelle 4

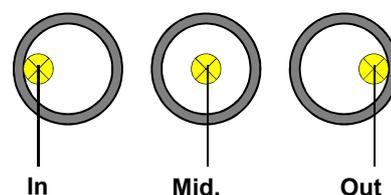


Abbildung 9: Mögliche Positionen der Monitore im Kanal

zeigt die entsprechenden Zahlen. Dies betrifft vor allem die schnellen Reaktionen, für die, wegen der kleinen Reaktionsquerschnitte, nicht genügend Aktivität erzeugt wurde. Unter Berücksichtigung der örtlichen Unsicherheiten zeigen die Vergleiche der gemessenen und berechneten Aktivitäten der Monitore auffallend gute Übereinstimmungen

und sind trotz der größeren Entfernung besser als die im Reaktordruckbehälterraum. Grund könnte hier die bessere örtliche Beschreibung der Umgebung sein. In der Abbildung 10 werden beispielhaft gemessene und berechnete Ergebnisse aus dem Zyklus 2 des KKW2 gezeigt. Weitere vergleichende Ergebnisse werden im Anhang dargestellt.

Tabelle 4: Überblick über die Anzahl der Monitore im KKW2 (Messkammerführungsrohr)

| Zyklus | Boxen | Monitore | gemessen | davon <NWG |
|--------|-------|----------|----------|------------|
| 1 | 19 | 266 | 266 | 38 |
| 2 | 19 | 266 | 256 | 27 |
| 3 | 19 | 273 | 132 | 12 |

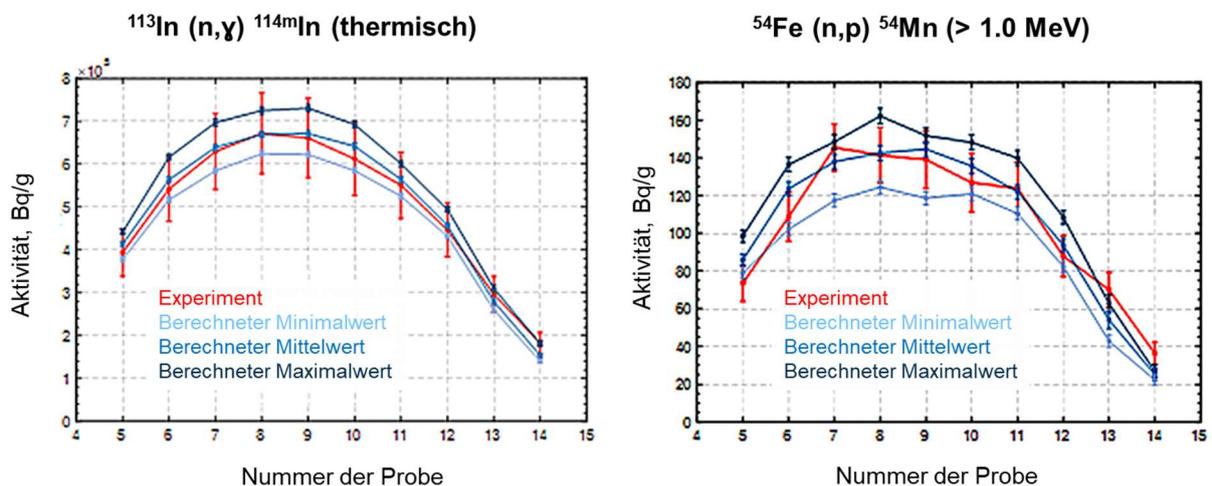


Abbildung 10: gemessene und berechnete Aktivitäten von zwei verschiedenen Reaktionen von Monitoren vom Zyklus 2 aus dem Messkammerführungsrohr des KKW2

4.3.2.3 Zwischen Tragschild und biologischem Schild

An der Außenseite des biologischen Schildes konnten in den letzten Zyklen des KKW1 Aktivierungsmonitore installiert werden. Dazu wurden vier Stahlseile, an denen die Monitorboxen in definierten Abständen befestigt waren, an eine Gitterrostbühne gehängt. Die Gitterrostbühne ist ein Rundlauf am oberen Ende des biologischen Schildes und befindet sich ungefähr auf der Höhe der oberen Reaktorkerngrenze. Pro Seil waren 4 bis 8 Monitorboxen in einem Abstand von rund 1 bis 2 m befestigt, wobei sich die erste Box jeweils direkt unterhalb des Gitters befand. Der Abstand zwischen den Seilen be-

trug rund 10° , was einer azimuthalen Entfernung von etwa 73 cm entspricht. Ausgerichtet waren die Seile an einem Messkammerführungsrohr, welches sich bei 45° befindet. Zusätzlich waren die Seile am unteren Ende mit einem Spezialklebeband fixiert, so dass sich die Boxen direkt auf der Wand befanden. Die Abbildung 11 zeigt ein Foto von den Monitorboxen an der Außenwand der biologischen Abschirmung und die rechte Darstellung in der Abbildung 5 (im Abschnitt 4.3.1) die radiale Position im Rechenmodell.



Abbildung 11: Monitore an der Außenseite des biologischen Schildes im KKW1

Tabelle 5: Überblick über die Anzahl der Monitore zwischen Tragschild und biologischen Schild

| Zyklus | Boxen | Monitore | gemessen | davon <NWG |
|----------|-------|----------|----------|------------|
| 0 (Test) | 10 | 60 | 60 | 18 |
| 1 | 20 | 140 | 140 | 41 |
| 2 | 30 | 210 | 210 | 12 |
| 3 | 32 | 160 | 160 | 3 |

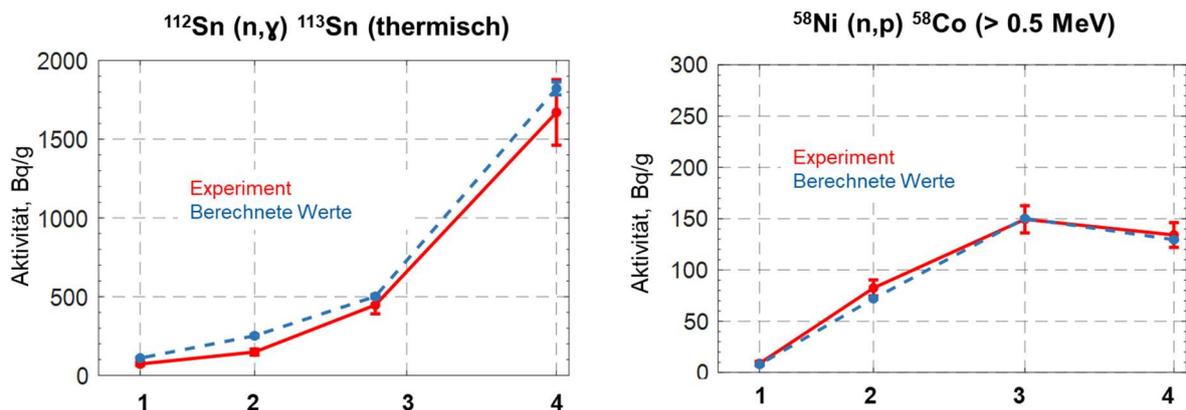


Abbildung 12: gemessene und berechnete Aktivitäten von zwei verschiedenen Reaktionen von Monitoren vom Zyklus 1 aus dem Ringspalt zwischen biologischen Schild und Tragschild des KKW1

Leider gelang die Installation nicht immer in dieser Qualität. Bei dem Wechsel der Monitore während der Revision im Jahr 2020 war die Schichtkühlung nicht abgeschaltet,

so dass sich zwei Seile beim Ausbringen in einander verwickelten. Eine genaue Zuordnung und Auswertung dieser Monitore war deshalb nicht möglich. Die Tabelle 5 zeigt eine Übersicht über die eingesetzten und gemessenen Monitore an dieser Position. Die Abbildung 12 zeigt den Vergleich der gemessenen und berechneten Aktivitäten der thermischen Reaktion $^{112}\text{Sn}(n,\gamma)^{113}\text{Sn}$ und der Reaktion $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ mit einem Schwellwert von 0,5 MeV. Die Box 4 befand sich ungefähr auf Höhe der Oberkante, die Box 3 annähernd auf der Mittelebene und die Box 2 kurz unterhalb der aktiven Zone. Die Box 1 war höhenmäßig im Bereich der Kalotte des RDB. Die zwei Grafiken zeigen deutlich einen unterschiedlichen Verlauf in den Aktivitäten. Die Aktivität der thermischen Reaktion steigt von Position 1 bis 4 an, während die Aktivität für die Reaktion mit einem Schwellwert von 0,5 MeV oberhalb der Mittelebene (Box 4) wieder absinkt. Der Grund ist, dass die thermischen Neutronen hauptsächlich durch Diffusion oberhalb des biologischen Schilds in den Ringspalt gelangen. Die Bereiche werden hier nur durch thermische Isolierkassetten aus Steinwolle voneinander getrennt und absorbieren die gestreuten Neutronen nur schwach. Dagegen werden die thermischen Neutronen im biologischen Schild zum größten Teil eingefangen und nur die schnellen Neutronen, die direkt aus der Quelle kommen, durchdringen die Abschirmung. Entsprechend ist die Aktivität von Schwellwertreaktionen auf der Mittelebene am höchsten. Dieses ist sowohl im Experiment als auch in den Rechnungen zu sehen. Leider konnten wegen zu geringer Aktivität nicht alle schnellen Reaktionen ausgewertet werden. Unter Berücksichtigung der großen Entfernung der äußeren Brennelemente von den Monitoren (rund 240 cm) und den dazwischen befindlichen stark absorbierenden Schichten konnte eine sehr gute Übereinstimmung zwischen den Ergebnissen aus Messung und Berechnung erzielt werden. Weitere Vergleiche von Messergebnissen und Berechnungen werden im Anhang dargestellt.

5 Nutzen und Verwertung

In dem Forschungsvorhaben konnte gezeigt werden, dass auf Basis einer exakten geometrischen Modellierung der Reaktorkomponenten inklusive deren Umgebung und einer akkuraten Beschreibung der Neutronenquelle auf Grundlage der Betriebsdaten des Reaktors die erfahrenen Neutronenfluenzen sehr genau in Rechnungen abgebil-

det werden können. Auf dieser Basis ist es dann möglich, anlagenspezifische Aktivierungsverteilungen in den Reaktorkomponenten und den umgebenen Anlagen mit hohem Detailgrad zu berechnen.

Eine präzise qualitative und vor allem quantitative Erfassung des radioaktiven Zustands der verschiedenen Bauteile der rückzubauenden Anlagen durch rechnerische Bestimmung eröffnet den Kernkraftbetreibern die Möglichkeit, frühzeitig, noch während des Betriebes, mit zuverlässigen Planungen der notwendigen Rückbauarbeiten zu beginnen und den Genehmigungsbehörden zur Begutachtung vorzulegen.

Ein weiterer Aspekt ist, dass hier ein Verfahren zur Validierung von Rechnungen getestet wurde, welches in der Reaktordosimetrie als Standard genutzt werden. So war es möglich, in zwei KKW's während mehrerer Zyklen an ausgesuchten Stellen sogenannte Neutronenfluenzmonitore zu installieren und diese jeweils innerhalb eines Zyklus zu bestrahlen. Über die entstandene Aktivierung lässt sich ein experimenteller Wert für die Neutronenfluenz bestimmen. Im Gegensatz zur klassischen reaktordosimetrischen Anwendung wurden in diesem Projekt Monitore, bestehend aus verschiedenen Metallen und in unterschiedlichen Größen, auch in Bereichen mit sehr kleinen Neutronenflüssen installiert. So konnten Erfahrungen sowohl im nahen Bereich des RDB als auch außerhalb des Tragschildes gesammelt werden. Die gewonnenen Erkenntnisse können Betreiber von KKW's anderer Anlagentypen nutzen, um entsprechende Experimente für die Überprüfung ihrer Rechnungen durchzuführen, denn nur bei typengleichen Anlagen ist eine entsprechende Übernahme der gewonnenen Ergebnisse möglich. Für andere Anlagentypen ist dieses, wegen der baulichen Unterschiede, nur eingeschränkt adaptierbar.

Somit weisen sowohl die im Projekt geleisteten simulationstechnischen Entwicklungen und Anwendungen als auch die experimentellen Erkenntnisse und Erfahrungen ein hohes Maß an Verwertungspotential auf.

Durch die gezielte Einbeziehung von jungen Wissenschaftler/innen in das Projekt wurde ein Beitrag zur Aus- und Weiterbildung des nötigen Fachpersonals für den anstehenden Rückbau der Anlagen geleistet.

Außerdem werden die weiterentwickelten Verfahren und Methoden zur Berechnung als auch die durch die umfassende Monitorierung gewonnenen experimentellen Ergebnisse direkt verwertet. Diese fließen in das bereits laufende Folgeprojekt EBENE – „Experimentell gestützte Berechnungen von Neutronenfeldern und den daraus resultierenden Aktivitäten in reaktorfernen Räumen“ ein.

6 Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

Ziel des Forschungsprojektes war es, die Aktivierung der Reaktorkomponenten einschließlich der Betonabschirmung und des Tragschildes so genau wie möglich zu berechnen. Voraussetzung dafür ist eine sehr genaue Bestimmung der Neutronenfluenzen, die die Aktivierungen verursachen. Für die Berechnung der Neutronenfluenzen wurden deshalb die Reaktorgeometrien mit Hilfe technischer Zeichnungen mit einem sehr hohen Detaillierungsgrad modelliert. Die Neutronenquellen wurden auf Basis von reaktorphysikalischen Rechnungen des Betreibers ermittelt, die exakt die Leistungsgeschichte des Reaktors widerspiegeln. Wegen des starken Gradienten der Quelle am Rand des Kerns wurden diese brennstabweise für die Rechnungen bereitgestellt. Für die Extraktion der Daten aus den bereitgestellten Dateien wurden entsprechende Tools geschrieben. Diese Programme können einerseits die benötigten zeitintegrierten Quellen berechnen und andererseits die Daten in einem für die MC-Rechnungen direkt verwertbaren Format ausgeben. Zusätzlich konnte in den Quellen das Zeitverhalten der Monitore berücksichtigt werden, so dass ein direkter Vergleich mit den durchgeführten Experimenten möglich war.

Das entwickelte Reaktormodell und die Neutronenquelle wurden anhand von Metallfolien-Aktivierungsmessungen validiert, denn ein Vergleich mit Messungen ist bei solch komplexen Berechnungen unbedingt notwendig. Nur so können mögliche Unsicherheiten in den Berechnungen aufgrund der vielen und schwer quantifizierbaren Einflüsse sinnvoll bewertet werden. Deshalb wurden entsprechende Experimente in zwei DWRs während ihrer letzten Zyklen durchgeführt. Die Experimente basierten auf Aktivierungsmonitoren mit unterschiedlichen Metallfolien. Diese wurden innerhalb eines Zyklus an reaktornahen Stellen bestrahlt und danach ihre Aktivitäten gammaspektrometrisch mit einem HPGe-Detektor quantitativ bestimmt. Dabei kann man davon ausgehen, dass eine Validierung der Gesamtneutronenfluenz durch Monitorierung einzelner Zyklen möglich ist, da sich einerseits die Geometrie nicht ändert und andererseits die einzelnen Zyklen unabhängig sind.

Die Vergleiche zeigen, dass die Abweichungen zwischen den verschiedenen Positionen aufgrund ihrer Entfernung zum Reaktorkern und anderer Faktoren, wie z.B. komplexer Geometrie, variieren. So liefern die Vergleiche zwischen den Rechnungen und Experimenten im Bereich der Kernebene auf Grund der hohen Aktivierungen, der hier relativ einfachen Geometrie und nur geringem Einfluss von vertikalen Unsicherheiten

die besten Übereinstimmungen. Hier lagen die C/E-Werte (siehe Anhang) zwischen 0,8 und 1,2. Aber auch für die anderen Positionen konnten gute Übereinstimmungen erzielt werden. So waren Unterschiede mit mehr als 50% die Ausnahme, was für solche komplexen Rechnungen gute Kongruenzen darstellen.

Die Vergleiche zeigen somit, dass das entwickelte Monte-Carlo-Modell und die Berechnung der Neutronenquellen zuverlässig ist und zur Bestimmung der Aktivitäten in den Komponenten, basierend auf den hier berechneten Neutronenfluenzen, verwendet werden kann. Unabhängig davon muss aber noch berücksichtigt werden, dass bei der Aktivitätsbestimmung weitere Fehlerquellen existieren, zum Beispiel, wie die genaue Nuklidkonzentration in der Komponente bestimmt oder ob alle Zerfallsprozesse der aktiven Isotope berücksichtigt wurden.

Für die Bestimmung der Aktivitätsverteilung wurden die Neutronenfluenzverteilungen für die gesamte Betriebsdauer in einem relativ feinen kartesisches Gitter, welches die gesamte Reaktormodellgeometrie abdeckt, berechnet. Diese konnte aufgrund der in den Berechnungen verwendeten Gewichtsfenster-Varianzreduzierungstechnik mit hoher statistischer Präzision ermittelt werden.

Die Fluenzverteilungskarten der Reaktorkomponenten zeigen einen starken Fluenzgradienten innerhalb der Komponenten sowohl in vertikaler als auch in radialer Richtung. Die Berechnung der Fluenz und der entsprechenden Aktivierung in einem feinmaschigen Gitter kann somit die Planung der Komponentensegmentierung zur Minimierung der Anzahl der radioaktiven Abfallbehälter unterstützen.

7 Literaturverzeichnis

- [1] Goorley, T.; James, M.; Booth, T.; Brown, F.; Bull, J.; Cox, L. J.; Durkee, J.; Elson, J.; Fensin, M.; Forster, R. A.; Hendricks, J.; Hughes, H. G.; Johns, R.; Kiedrowski, B.; Martz, R.; Mashnik, S.; McKinney, G.; Pelowitz, D.; Prael, R.; Sweezy, J.; Waters, L.; Wilcox, T.; Zukaitis, T.; Initial MCNP6 Release Overview. Nucl. Technol. 180, 2012, 298-315.
- [2] Ludwig, S. B.; Renier, J. P.: Standard- and Extended-Burnup PWR and BWR Reactor Models for the ORIGEN2 Computer Code; ORNL/TM-11018, 1989.
- [3] Volmert, B.; Pantelias, M.; Mutnuru, R. K.; Neukaeter, E.; Bitterli, B.: Validation of MCNP NPP Activation Simulations for Decommissioning Studies by Analysis of NPP Neutron Activation Foil Measurement Campaigns; ISRD 15 - International Symposium on Reactor Dosimetry, 2016, 05010.
- [4] Schlömer, L.; Phlippen, P. W.; Lukas, B.: Activation calculation for the dismantling and decommissioning of a light water reactor using MCNP (TM) with ADVANTG and ORIGEN-S; ICRS-13 & RPSD-2016, 13th International Conference on Radiation Shielding & 19th Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division of the American Nuclear Society, 2017, 05020.
- [5] Ballesteros, A.: REDOS Final Report. Reactor Dosimetry: Accurate Determination and Benchmarking of Radiation Field Parameter, Relevant for Pressure Vessel Monitoring; EUR21771E, 2005.
- [6] Barz, H.-U.; Konheiser, J.: Monte-Carlo Programm TRAMO - Möglichkeiten und Anleitung zur Nutzung; FZR Bericht 245, Dresden-Rossendorf, 1998.
- [7] Konheiser, J.; Mittag, S.; Viehrig, H.-W.: Application of Different Nuclides in Retrospective Dosimetry. Journal of ASTM International 9, 2012, 1-7.
- [8] Brown, D.A., et al. ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data, Nuclear Data Sheets 148 (2018) 1-142.
- [9] Rhoades, W.; Childs, R.: TORT/DORT: Two-and Three Dimensional Discrete Ordinates Transport; CCC-543, RSIC, ORNL, TN, 1991.
- [10] Konheiser, J.; Mittag, S.; Zaritsky, S.: Neutron fluence calculations for embrittlement surveillance specimens in VVER-1000. Ann. Nucl. Energy 36, 2009, 1235-1241.
- [11] Borodkin, P.; Borodkin, G.; Khrennikov, N.; Konheiser, J.; Noack, K.: Neutron dosimetry on the full-core first generation VVER-440 aimed at reactor support structure load evaluation; 13th International Symposium on Reactor Dosimetry, World Scientific Publishing New Jersey London Singapore, 2008; pp 300-309.

- [12] Kalugin, M.A.; Oleynik, D.S.; Shkarovsky, D.A.: Overview of the MCU Monte Carlo software package Ann. Nucl. Energy 82, 2015, 54-62.
- [13] Borodkin, P.; Borodkin, G.; Khrennikov, N.; Konheiser, J.; Noack, K.: Neutron Dosimetry Study in the Region of the Support Structure of a VVER-1000 Type Reactor; 13th International Symposium on Reactor Dosimetry, World Scientific Publishing New Jersey London Singapore, 2008; pp 688-699.
- [14] Viehrig, H.-W.; Houska, M.; Ulbricht, A.; Konheiser, J.; Altstadt, E.; Noack, K.: Abschlussbericht Reaktorsicherheitsforschung - Vorhaben-Nr.: 150 1331 Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit Russland: Untersuchungen zu Mechanismen der Strahlenversprödung und des Ausheilverfahrens sowie Fluenzberechnungen für Reaktordruckbehälter von WWER-Reaktoren; Abschlussbericht HZDR\FWS\2011\06, 2011.
- [15] Konheiser, J., Brachem, C., Seidl, M., Investigation of the effects of a variation of fuel assembly position on the ex-core neutron flux detection in a PWR, Journal of Nuclear Science and Technology 54(2017)2, 188-195, DOI: 10.1080/00223131.2016.1231636.

8 Anhang

Probenpositionen und Messwerte der Aktivierungsmonitore

KKW1 – Vorversuche – Testzyklus 0

Reaktordruckbehälterraum - Positionen

| Probe | Radius (cm) | Winkel (°) | Höhe (cm)* |
|-------|-------------|------------|------------|
| 1 | 283 | 280 (10) | 702 |
| 2 | 310 | 280 (10) | 515 |
| 3 | 310 | 280 (10) | 310 |
| 4 | 310 | 280 (10) | 180 |
| 5 | 310 | 275 (5) | 702 |
| 6 | 310 | 275 (5) | 515 |
| 7 | 310 | 275 (5) | 310 |
| 8 | 310 | 275 (5) | 180 |
| 28 | 268 | 360 (0) | 12 |

*Bezug: Coremitte: 515 cm

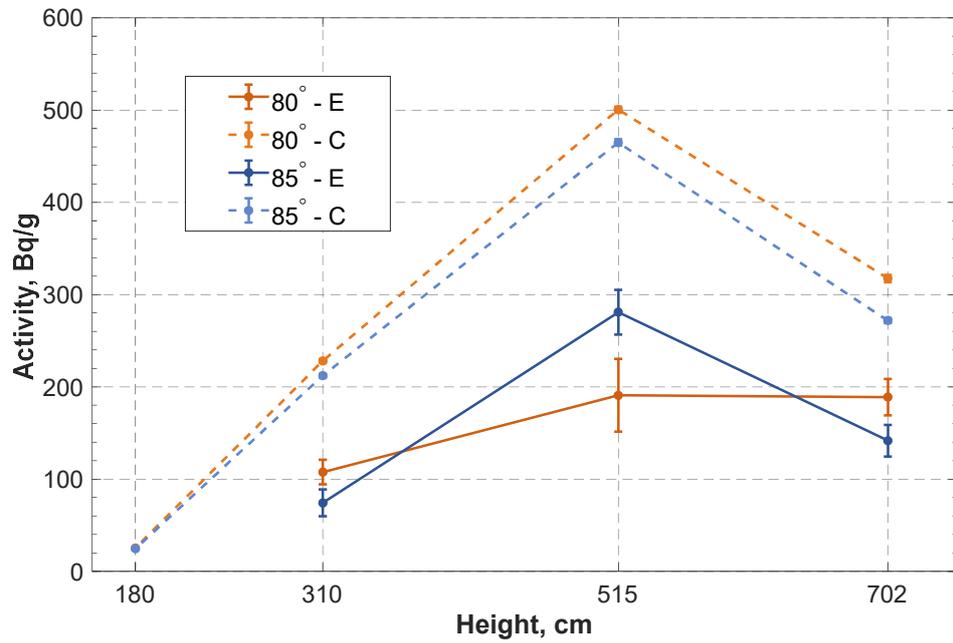
Reaktordruckbehälterraum – Messwerte

| Metall | Ti | | Fe | | Ni | | Ni | | Cu | | Zn | | Ta | |
|--------|-------|------|-------|-------|-------|------|-------|------|-------|------|--------|------|----------|------|
| | Sc-46 | | Mn-54 | | Co-57 | | Co-58 | | Co-60 | | Zn-65 | | Ta-182 | |
| Probe | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) |
| 1 | 189 | 10 | 340 | 9 | 140 | 13 | 9009 | 8,5 | 19 | 6 | 131283 | 6 | 1,40E+07 | 6 |
| 2 | 191 | 21 | 687 | 8 | 302 | 13 | 17092 | 8,3 | 41 | 6 | 226130 | 6 | 2,20E+07 | 6 |
| 3 | 107 | 12 | 189 | 11 | 68 | 13 | 4676 | 9,0 | 16 | 6 | 130775 | 6 | 1,33E+07 | 6 |
| 4 | <NWG | | 25 | 30 | 5,9 | 24 | 823 | 14,0 | 5,6 | 7 | 70402 | 6 | 6,31E+06 | 6 |
| 5 | 142 | 12 | 272 | 98,78 | 99 | 13 | 6222 | 8,7 | 15 | 6 | 114961 | 6 | 1,26E+07 | 6 |
| 6 | 281 | 9 | 551 | 9 | 271 | 13 | 14973 | 8,3 | 33 | 6 | 218493 | 6 | 2,10E+07 | 6 |
| 7 | 74 | 19 | 194 | 11 | 63 | 13 | 4238 | 9,0 | 14 | 6 | 127798 | 6 | 1,29E+07 | 6 |
| 8 | <NWG | | 21 | 33 | 4,8 | 28 | 879 | 12,9 | 1,8 | 26 | 70168 | 6 | 7,17E+06 | 6 |
| 28 | <NWG | | 8,8 | 59 | 1,3 | 56 | 330 | 22 | 3,5 | 8 | 49738 | 6 | 5,93E+06 | 6 |
| NWG | 3 | | | | | | | | | | | | | |

NWG = Nachweisgrenze

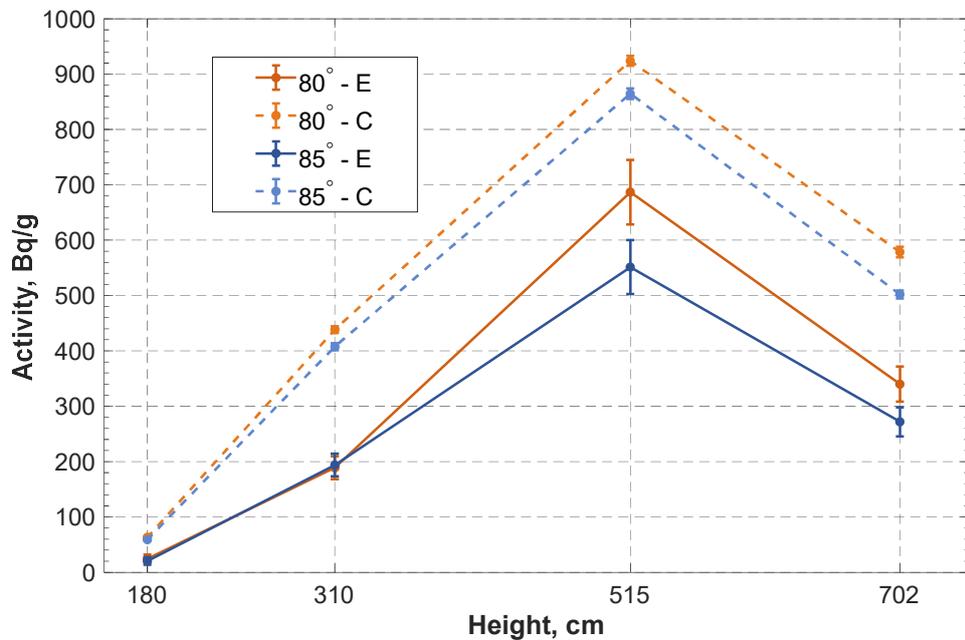
Vergleiche zwischen den Messungen und Rechnungen

^{46}Ti (n,p) ^{46}Sc



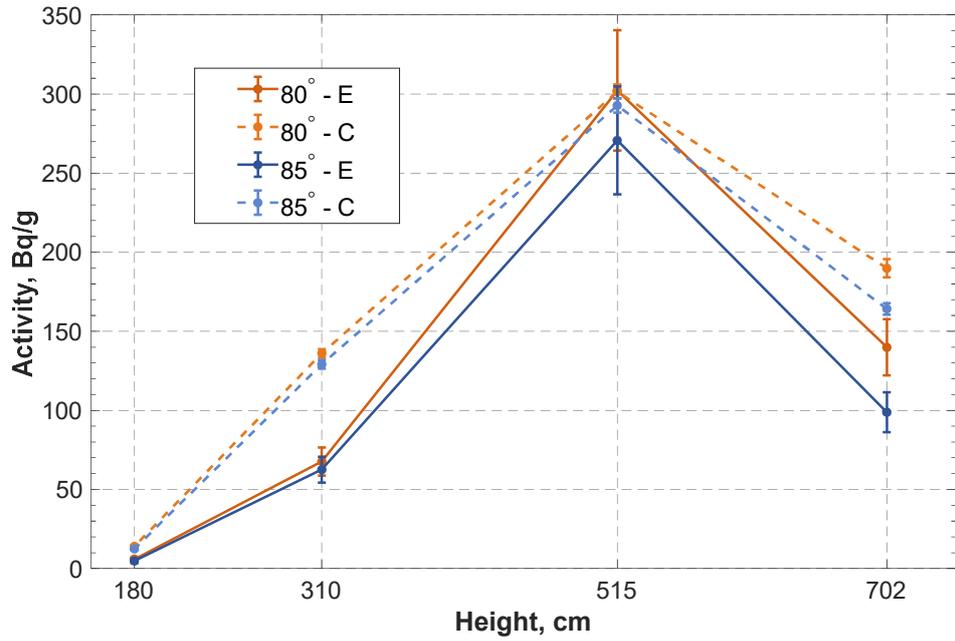
| C/E | 80° | 310 | 515 | 702 |
|-----|------|------|------|------|
| | 85° | 2,12 | 2,62 | 1,68 |
| 85° | 2,86 | 1,65 | 1,92 | |

^{54}Fe (n,p) ^{54}Mn



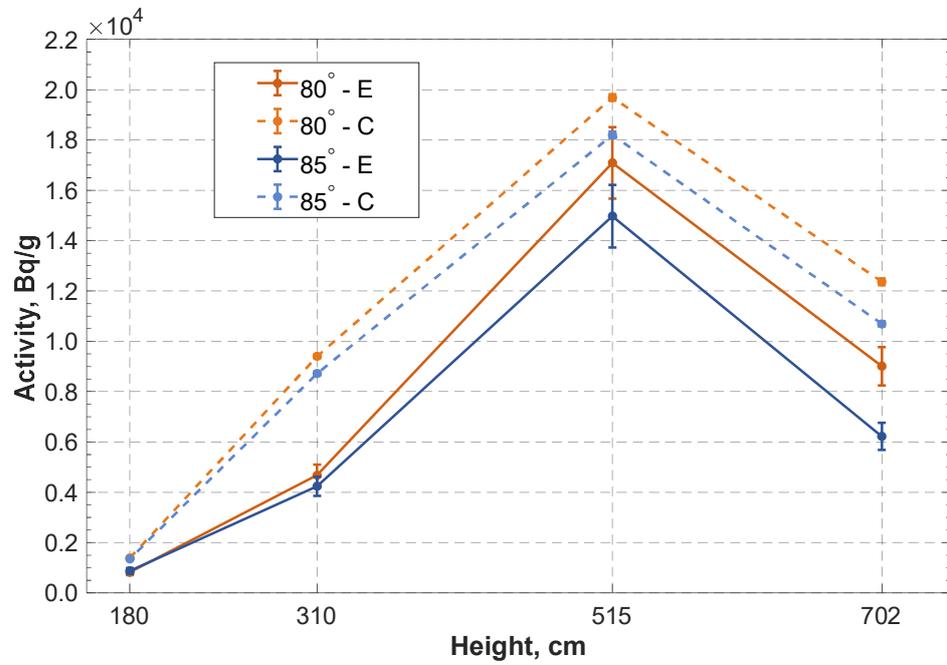
| C/E | 80° | 310 | 515 | 702 |
|-----|------|------|------|------|
| | 85° | 2,55 | 2,32 | 1,35 |
| 85° | 2,86 | 2,10 | 1,57 | 1,85 |

$^{58}\text{Ni} (n,np) ^{57}\text{Co}$



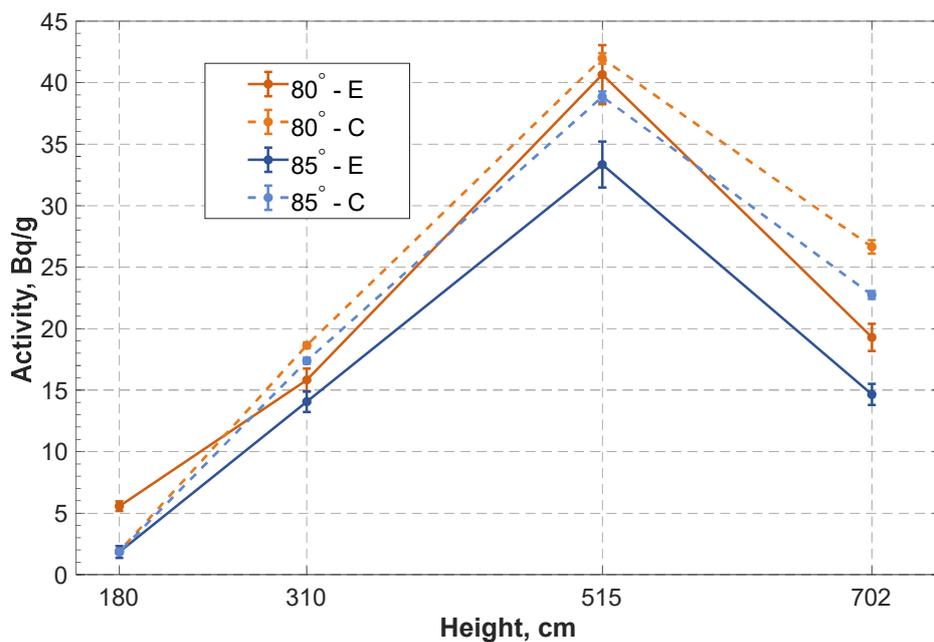
| C/E | 80° | 2,36 | 2,01 | 1,00 | 1,36 |
|-----|-----|------|------|------|------|
| | 85° | 2,57 | 2,06 | 1,08 | 1,66 |

$^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$



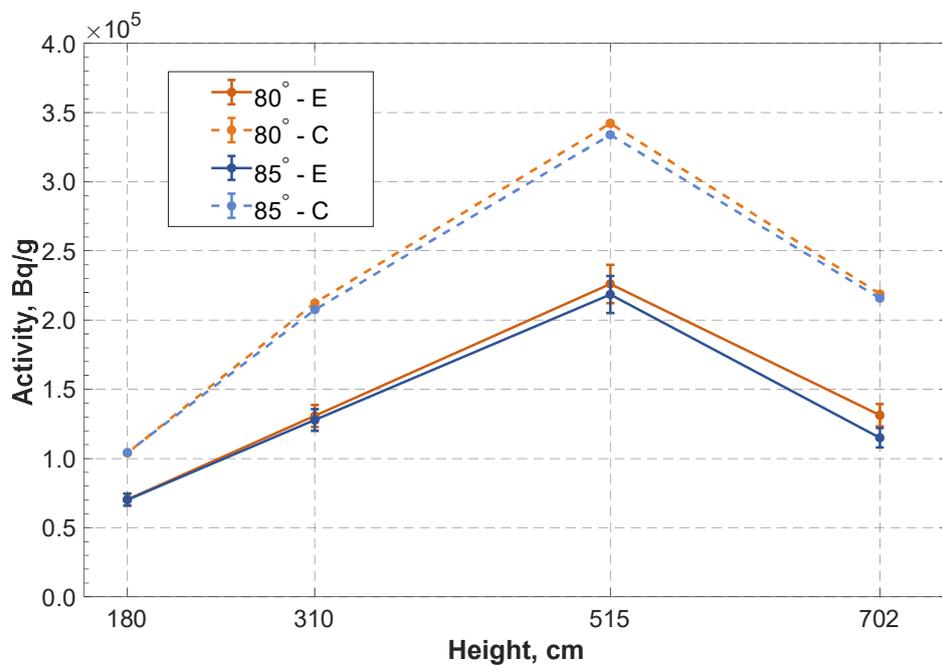
| C/E | 80° | 1,68 | 2,01 | 1,15 | 1,37 |
|-----|-----|------|------|------|------|
| | 85° | 1,54 | 2,06 | 1,22 | 1,72 |

$^{63}\text{Cu} (n,\alpha) ^{60}\text{Co}$



| C/E | 80° | 1,18 | 1,03 | 1,38 |
|-----|-----|------|------|------|
| | 85° | 1,00 | 1,24 | 1,17 |

$^{64}\text{Zn} (n,\gamma) ^{65}\text{Zn}$



| C/E | 80° | 1,48 | 1,51 | 1,67 |
|-----|-----|------|------|------|
| | 85° | 1,49 | 1,62 | 1,53 |

KKW1 – Vorversuche – Testzyklus 0

Zwischen Tragschild und biologischem Schild – Positionen

| Probe | Radius (cm) | Winkel (°) | Höhe (cm)* |
|-------|-------------|------------|------------|
| 22 | 418 | 50 | 515 |
| 23 | 418 | 50 | 310 |
| 24 | 410 | 50 | 70 |
| 10 | 418 | 45 | 515 |
| 11 | 418 | 45 | 310 |
| 12 | 418 | 45 | 180 |
| 18 | 418 | 35 | 515 |
| 19 | 418 | 35 | 310 |
| 20 | 410 | 35 | 70 |
| 21 | 394 | 72 | 28 |

*Bezug: Coremitte: 515 cm

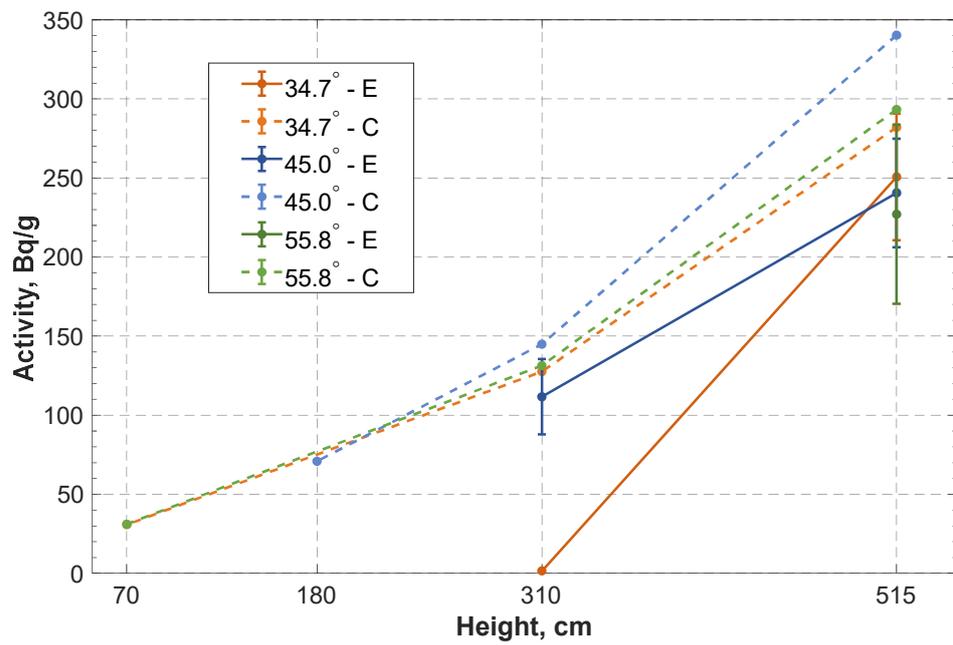
Zwischen Tragschild und biologischem Schild – Messwerte

| Metall | Fe | | Fe | | Ni | | Ni | | Zn | | Ta | |
|--------|-------|------|-------|------|-------|------|-------|------|-------|------|----------|------|
| | Mn-54 | | Fe-59 | | Co-57 | | Co-58 | | Zn-65 | | Ta-182 | |
| Probe | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) |
| 22 | <NWG | | 227 | 25 | 1,5 | 26 | 119 | 15 | 14219 | 6 | 5,97E+05 | 6 |
| 23 | <NWG | | <NWG | | 1 | 33 | 69 | 15 | 6203 | 6 | 2,31E+05 | 6 |
| 24 | <NWG | | <NWG | | <NWG | | <NWG | | 1170 | 6 | 4,90E+04 | 6 |
| 10 | 5 | 38 | 240 | 14 | 3,8 | 15 | 241 | 9 | 6236 | 6 | 2,49E+05 | 6 |
| 11 | <NWG | | 124 | 30 | 1 | 27 | 98 | 11 | 6674 | 6 | 2,78E+05 | 6 |
| 12 | <NWG | | <NWG | | <NWG | | 11 | 58 | 3062 | 6 | 1,33E+05 | 6 |
| 18 | <NWG | | 251 | 16 | 2,3 | 19 | 172 | 10 | 12782 | 6 | 5,90E+05 | 6 |
| 19 | <NWG | | 124 | 30 | 1 | 27 | 87 | 12 | 6236 | 6 | 2,49E+05 | 6 |
| 20 | <NWG | | <NWG | | <NWG | | <NWG | | 1020 | 6 | 3,67E+04 | 6 |
| 21 | <NWG | | <NWG | | <NWG | | <NWG | | 634 | 7 | 2,80E+04 | 6 |
| NWG | 3 | | 20 | | 0,8 | | 3 | | | | | |

NWG = Nachweisgrenze

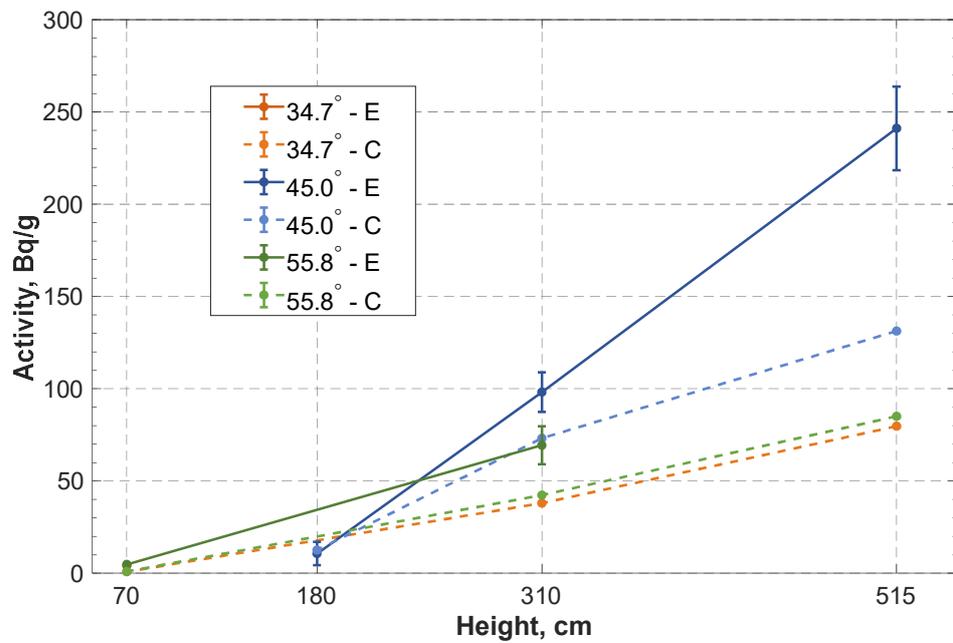
Vergleiche zwischen den Messungen und Rechnungen

$^{58}\text{Fe} (n,\gamma) ^{59}\text{Fe}$



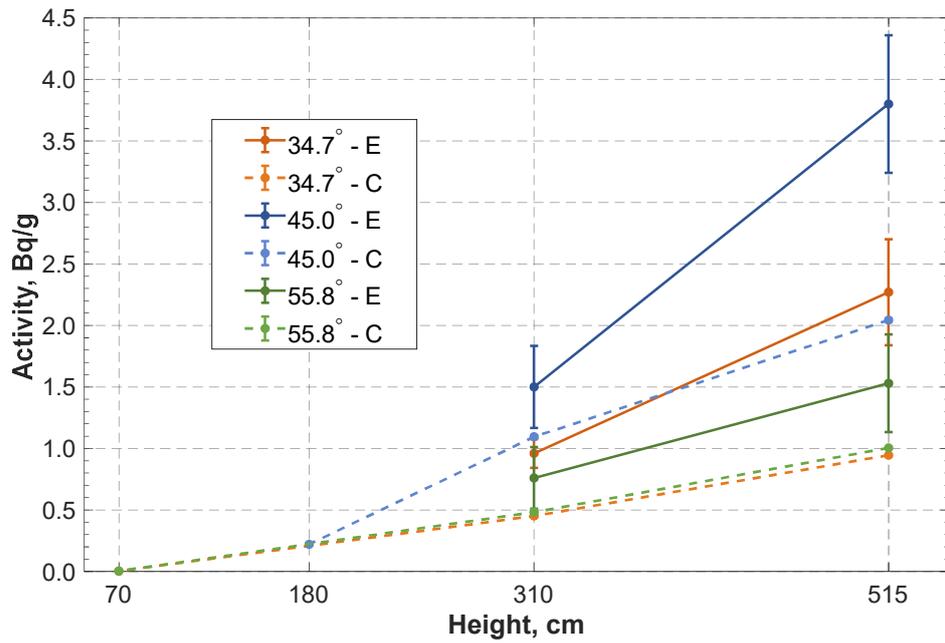
| | | | |
|-----|-------|-------|------|
| C/E | 34,7° | 81,79 | 1,13 |
| | 45,0° | 1,30 | 1,41 |
| | 50,8° | | 1,29 |

$^{58}\text{Ni} (n,np) ^{57}\text{Co}$



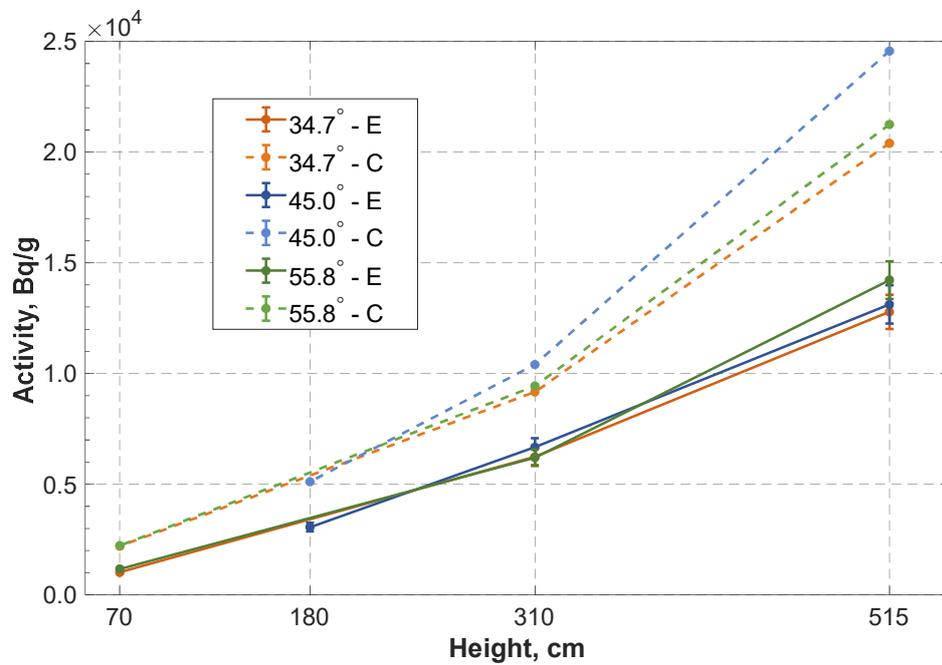
| | | | |
|-----|-------|------|------|
| C/E | 34,7° | | 0,46 |
| | 45,0° | 1,17 | 0,75 |
| | 50,8° | | 0,72 |

$^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$



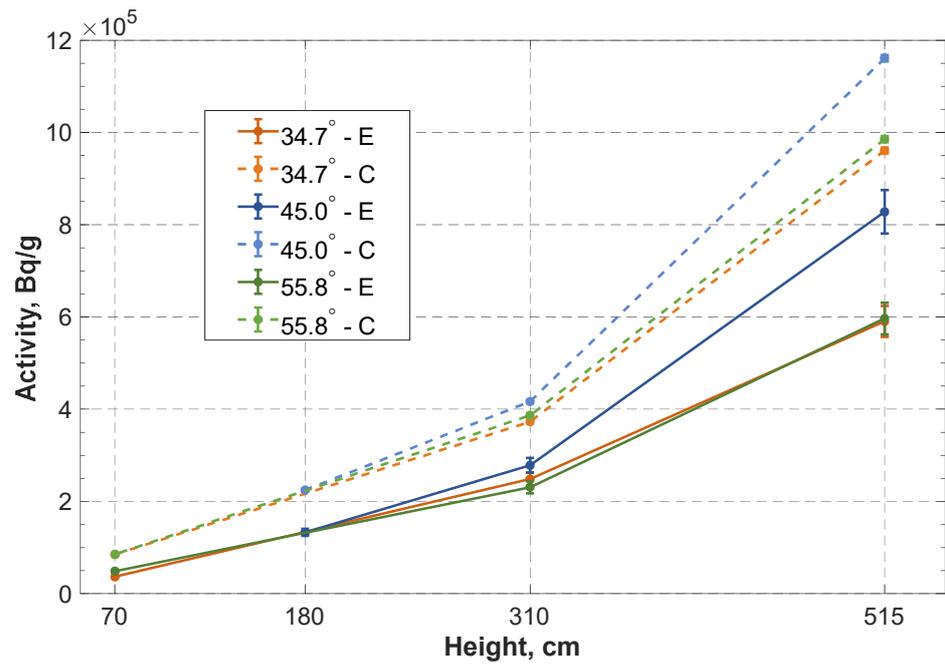
| | | | |
|-----|-------|------|------|
| C/E | 34,7° | 0,47 | 0,42 |
| | 45,0° | 0,73 | 0,54 |
| | 50,8° | 0,63 | 0,66 |

$^{64}\text{Zn} (n,\gamma) ^{65}\text{Zn}$



| | | | | |
|-----|-------|------|------|------|
| C/E | 34,7° | 2,16 | 1,47 | 1,60 |
| | 45,0° | 1,67 | 1,56 | 1,87 |
| | 50,8° | 1,90 | 1,52 | 1,49 |

$^{181}\text{Ta} (n,\gamma) ^{182}\text{Ta}$



| | | | | |
|-----|-------|------|------|------|
| C/E | 34,7° | 2,32 | 1,50 | 1,63 |
| | 45,0° | 1,69 | 1,50 | 1,40 |
| | 50,8° | 1,74 | 1,67 | 1,65 |

KKW1 - Zyklus 1

Reaktordruckbehälterraum - Positionen

| Probe | Radius (cm) | Winkel (°) | Höhe (cm)* |
|-------|-------------|------------|------------|
| 6 | 230 | 275 (5) | -20 |
| 7 | 315 | 280 (10) | 597 |
| 8 | 315 | 280 (10) | 511 |
| 9 | 315 | 280 (10) | 413 |
| 10 | 315 | 280 (10) | 316 |
| 11 | 315 | 280 (10) | 175 |
| 12 | 230 | 280 (10) | -20 |
| 35 | 285 | 280 (10) | 710 |
| 42 | 310 | 275 (5) | 710 |

*Bezug: Coremitte: 515 cm

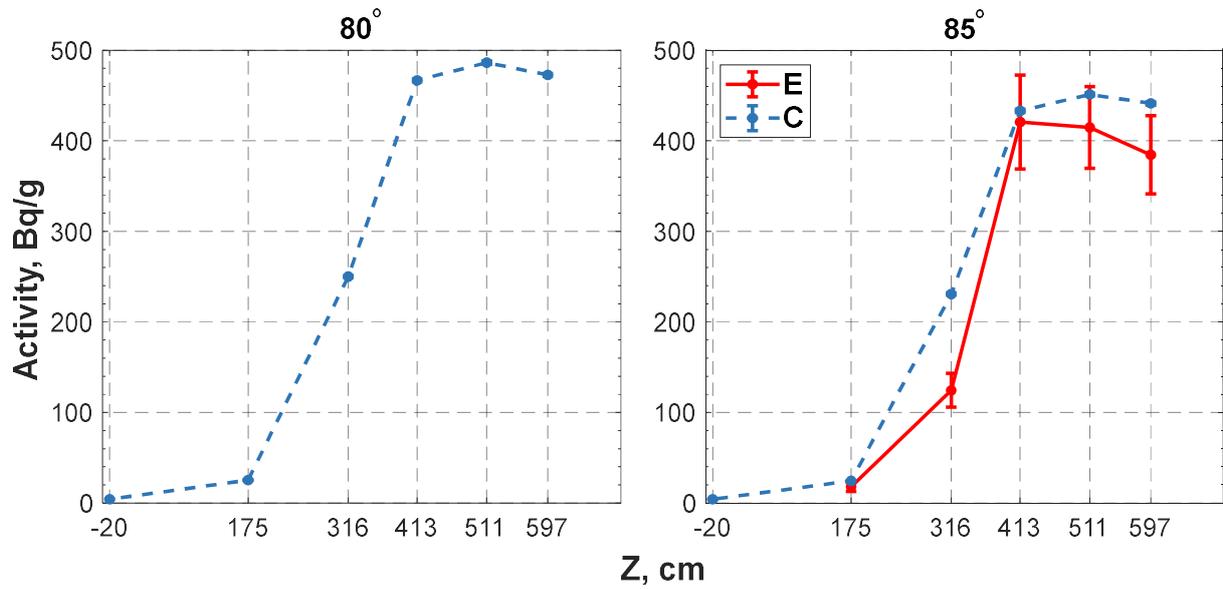
Reaktordruckbehälterraum – Messwerte

| Metall | Ti | | Fe | | Ni | | Cu | | Zn | | In | | Sn | | | | | |
|--------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|---------|--------|------|-------|------|--------|------|---------|----|-------|----|
| | Sc-46 | Mn-54 | Fe-59 | Co-57 | Co-58 | Co-60 | Zn-65 | In-114m | Sn-113 | | | | | | | | | |
| Probe | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | | | | |
| 6 | <NWG | 11,1 | 15 | 558 | 7 | 0,9 | 25,4 | 313 | 8 | <NWG | 49444 | 6 | 264151 | 18 | 7535 | 16 | | |
| 7 | 385 | 11 | 595 | 9 | 1967 | 10 | 271 | 13 | 17365 | 8 | 12 | 36 | 227458 | 6 | 1066871 | 18 | 30276 | 16 |
| 8 | 415 | 11 | 597 | 9 | 2123 | 10 | 321 | 13 | 20734 | 8 | 33 | 11 | 245097 | 6 | 1006157 | 18 | 34230 | 16 |
| 9 | 421 | 12 | 699 | 9 | 2203 | 9 | 286 | 13 | 18342 | 6 | 30 | 12 | 217881 | 6 | 800000 | 18 | 30746 | 16 |
| 10 | 124 | 15 | 256 | 11 | 1526 | 11 | 81 | 13 | 6142 | 8 | 9,4 | 21 | 146629 | 6 | 653535 | 18 | 21257 | 16 |
| 11 | 18 | 29 | 30 | 19 | 823 | 11 | 5,7 | 21 | 938 | 8 | 1,0 | 76 | 74925 | 6 | 365144 | 18 | 12832 | 16 |
| 12 | <NWG | 10 | 16 | 601 | 7 | 1,1 | 22 | 321 | 8 | <NWG | 48705 | 6 | 242015 | 18 | 7119 | 16 | | |
| 35 | 183 | 15 | 342 | 9 | 1181 | 12 | 145 | 13 | 10117 | 8 | 12 | 22 | 141030 | 6 | 683871 | 18 | 23127 | 16 |
| 42 | 213 | 9 | 317 | 9 | 1267 | 9 | 146 | 13 | 10154 | 6 | 24 | 7 | 149936 | 6 | 686275 | 18 | 24300 | 16 |
| NWG | 3 | 2 | 2 | 20 | 0,8 | 2 | 0,9 | 15 | 50 | 2 | 2 | 2 | 2 | 2 | 2 | 2 | 2 | |

NWG = Nachweisgrenze

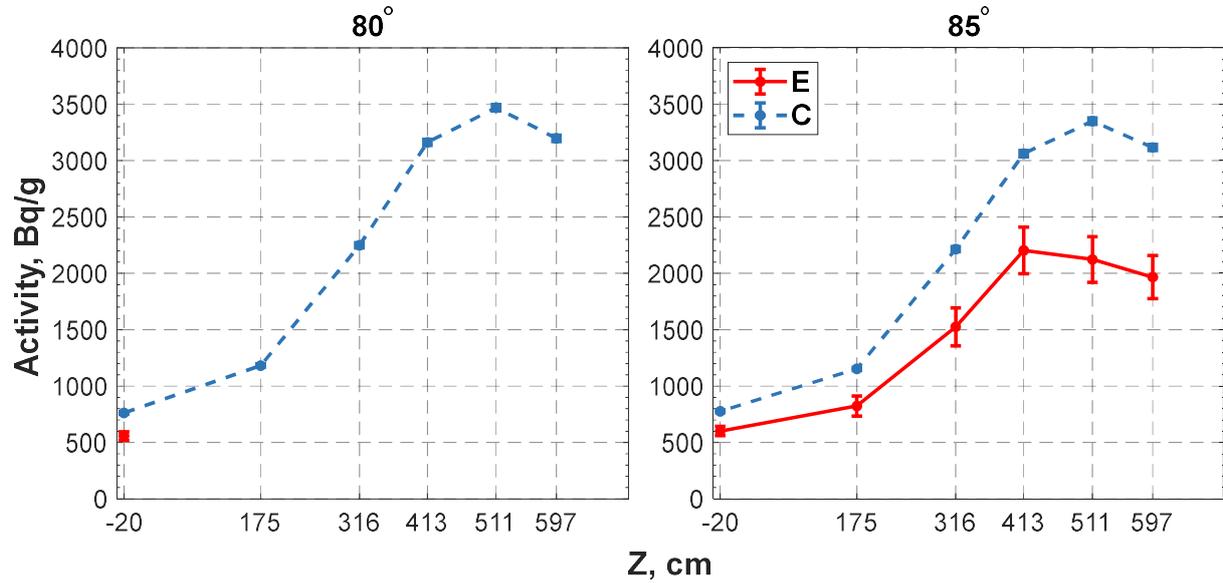
Vergleiche zwischen den Messungen und Rechnungen

$^{46}\text{Ti} (n,p) ^{46}\text{Sc}$



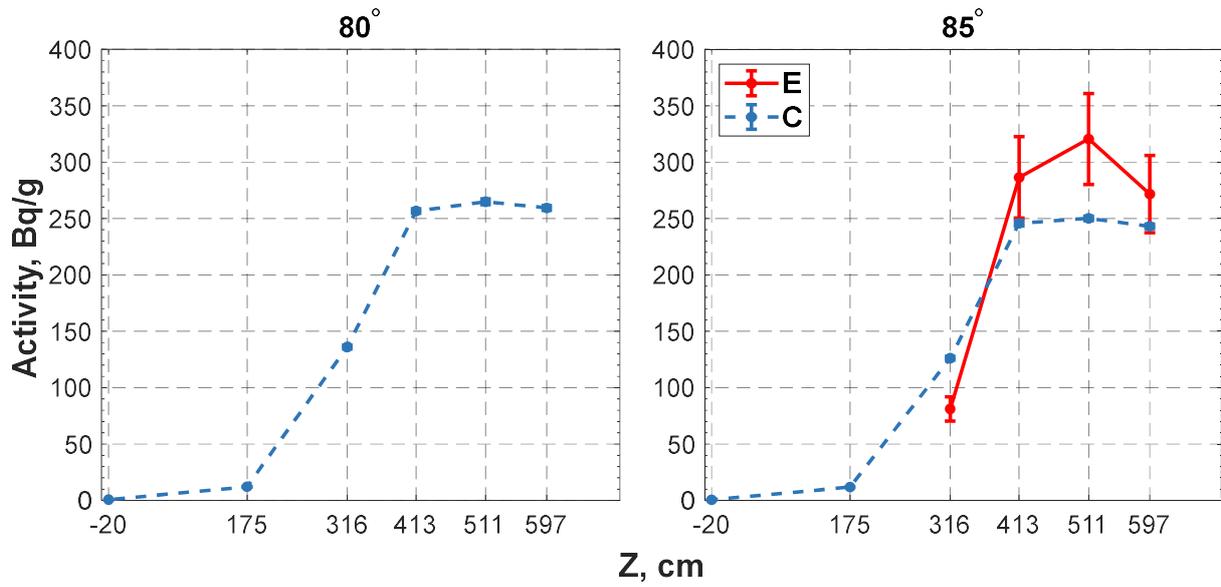
| Höhe in cm | -20 | 175 | 316 | 413 | 511 | 597 |
|------------|-----|------|------|------|------|------|
| C/E | | 1,35 | 1,85 | 1,03 | 1,09 | 1,15 |
| | | | | | | |

$^{58}\text{Fe} (n,\gamma) ^{59}\text{Fe}$



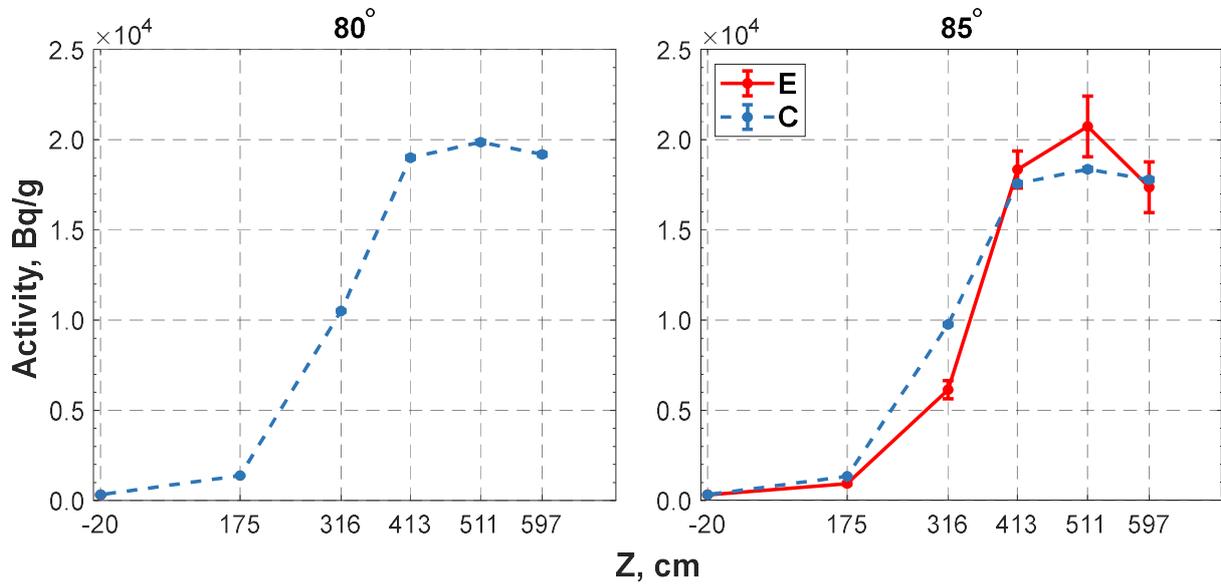
| Höhe in cm | -20 | 175 | 316 | 413 | 511 | 597 |
|------------|-----|------|------|------|------|------|
| C/E | | 1,20 | 1,40 | 1,45 | 1,39 | 1,58 |
| | | 1,37 | | | | |

$^{58}\text{Ni} (n,np) ^{57}\text{Co}$



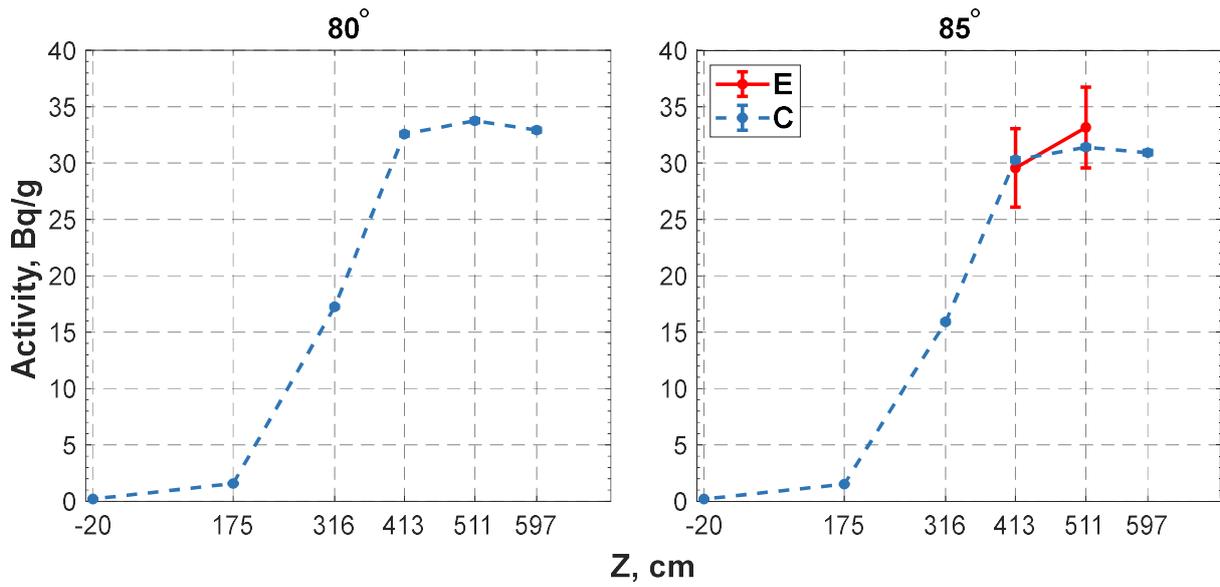
| Höhe in cm | | -20 | 175 | 316 | 413 | 511 | 597 |
|------------|-----|-----|-----|------|------|------|------|
| C/E | 85° | | | 1,55 | 0,86 | 0,78 | 0,89 |
| | 80° | | | | | | |

$^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$



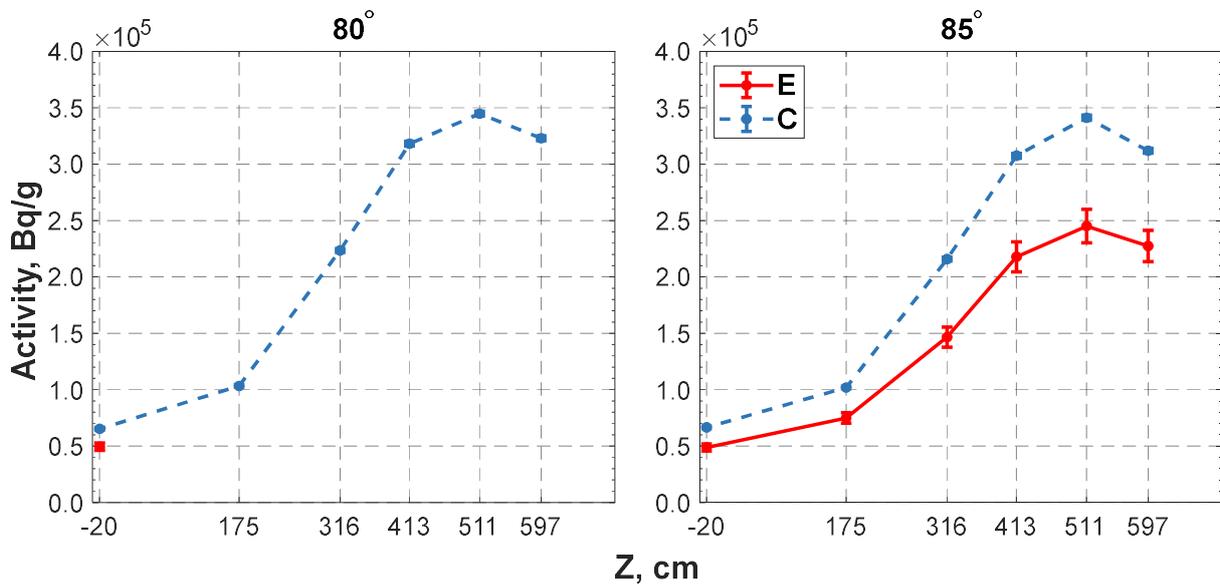
| Höhe in cm | | -20 | 175 | 316 | 413 | 511 | 597 |
|------------|-----|------|------|------|------|------|------|
| C/E | 85° | 1,01 | 1,43 | 1,59 | 0,96 | 0,89 | 1,02 |
| | 80° | 1,03 | | | | | |

$^{63}\text{Cu} (n,\alpha) ^{60}\text{Co}$



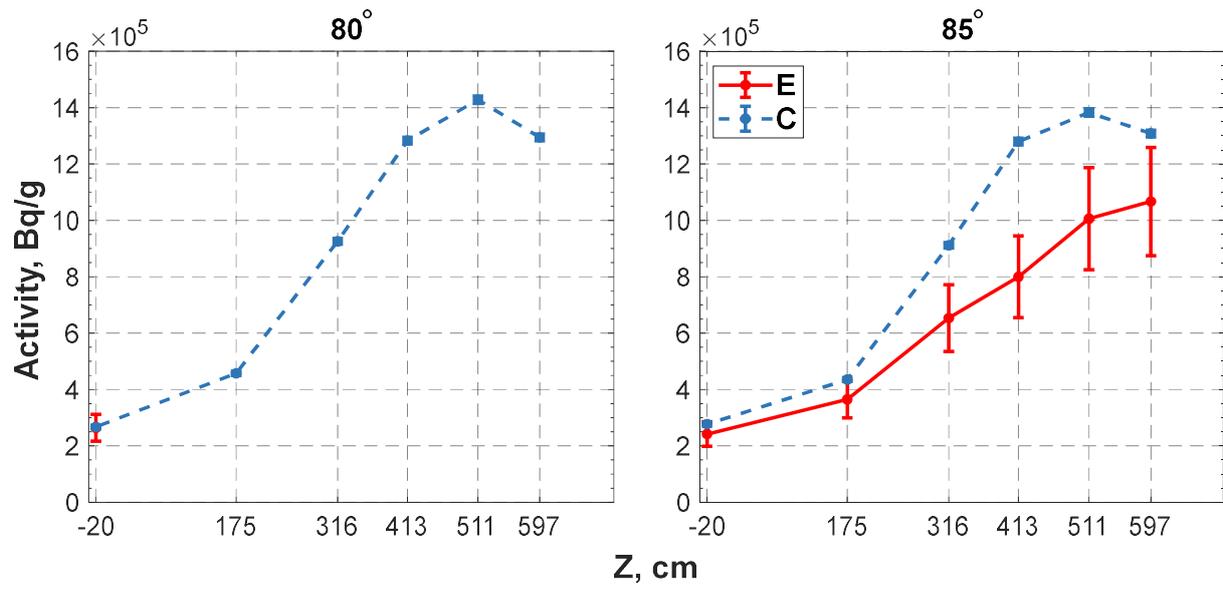
| Höhe in cm | -20 | 175 | 316 | 413 | 511 | 597 |
|------------|-----|-----|-----|------|------|-----|
| C/E | 85° | | | 1,02 | 0,95 | |
| | 80° | | | | | |

$^{64}\text{Zn} (n,\gamma) ^{65}\text{Zn}$



| Höhe in cm | -20 | 175 | 316 | 413 | 511 | 597 |
|------------|-----|------|------|------|------|------|
| C/E | 85° | 1,37 | 1,36 | 1,47 | 1,41 | 1,39 |
| | 80° | 1,32 | | | | |

$^{113}\text{In} (n,\gamma) ^{114m}\text{In}$



| Höhe in cm | -20 | 175 | 316 | 413 | 511 | 597 |
|------------|------|------|------|------|------|------|
| C/E | 1,14 | 1,19 | 1,39 | 1,60 | 1,37 | 1,23 |
| | 1,01 | | | | | |

KKW1 - Zyklus 1

Zwischen Tragschild und biologischem Schild – Positionen

| Probe | Radius (cm) | Winkel (°) | Höhe (cm)* |
|-------|-------------|------------|------------|
| 13 | 418 | 56 | 684 |
| 14 | 418 | 56 | 493 |
| 15 | 418 | 56 | 299 |
| 16 | 418 | 56 | 153 |
| 44 | 387 | 56 | 12 |
| 17 | 418 | 45 | 684 |
| 18 | 418 | 45 | 493 |
| 19 | 418 | 45 | 299 |
| 20 | 418 | 45 | 153 |
| 45 | 387 | 45 | 12 |
| 25 | 418 | 36 | 684 |
| 26 | 418 | 36 | 493 |
| 27 | 418 | 36 | 299 |
| 28 | 418 | 36 | 153 |
| 46 | 387 | 36 | 12 |
| 21 | 418 | 26 | 684 |
| 22 | 418 | 26 | 493 |
| 23 | 418 | 26 | 299 |
| 24 | 418 | 26 | 153 |
| 47 | 387 | 26 | 12 |

*Bezug: Coremitte: 515 cm

KKW1 - Zyklus 1

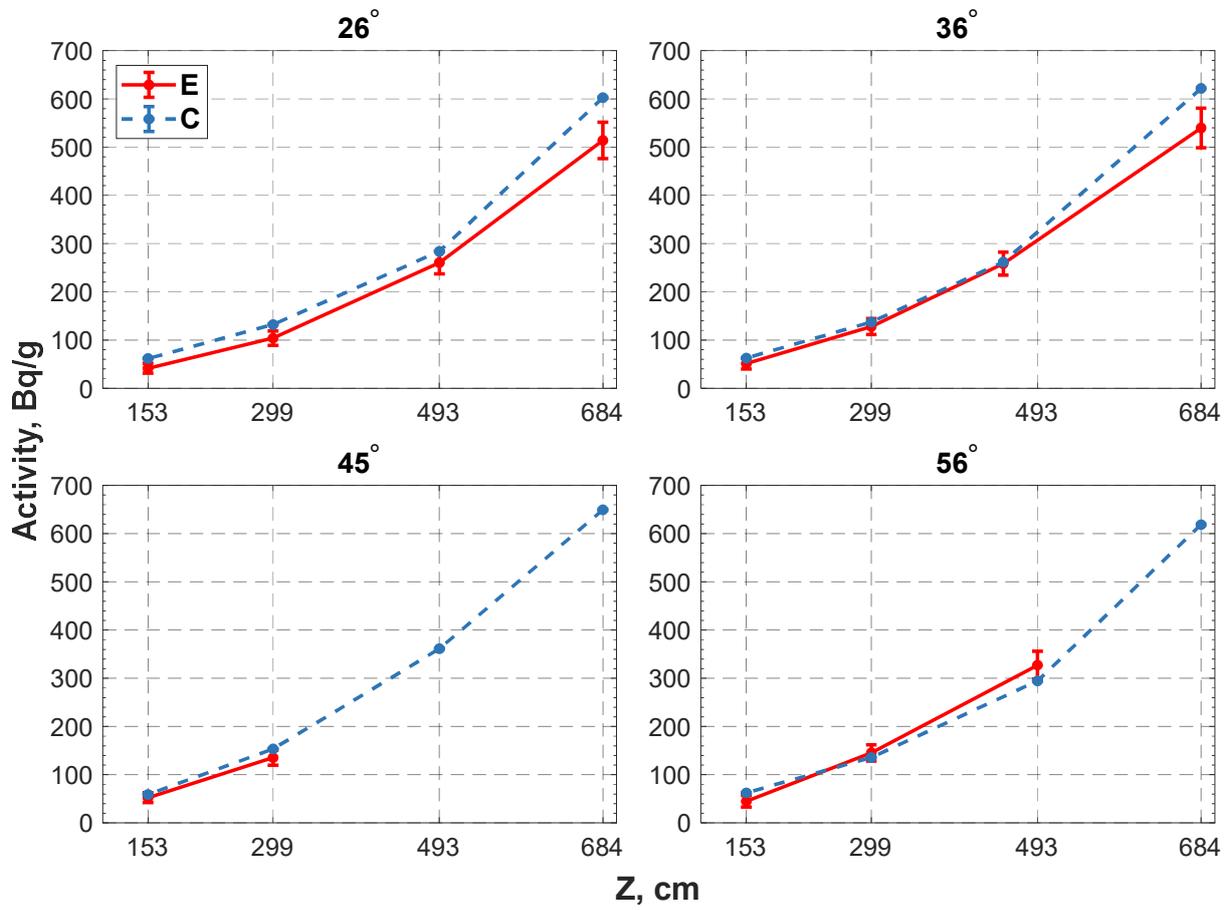
Zwischen Tragschild und biologischem Schild – Messwerte

| Metall | Ti | | Fe | | Fe-59 | | Ni | | Ni | | Cu | | Zn | | In | | Sn | |
|--------|-------|-------|------|------|-------|------|-------|-------|-------|-------|---------|--------|-------|------|--------|------|------|------|
| | Sc-46 | Mn-54 | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Co-57 | Co-58 | Co-60 | Zn-65 | In-114m | Sn-113 | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) |
| 13 | 33 | 12 | 48 | 14 | 1115 | 7 | 25 | 15 | 1423 | 8 | 5,6 | 38 | 60615 | 6 | 246529 | 14 | 4908 | 12 |
| 14 | 5,1 | 42 | 6,4 | 35 | 327 | 9 | 2,3 | 26 | 238 | 9 | 1,5 | 25 | 18155 | 6 | 24470 | 14 | 585 | 12 |
| 15 | 3,1 | 46 | 3,8 | 38 | 145 | 12 | 1,5 | 25 | 119 | 9 | <NWG | | 7834 | 6 | 11783 | 14 | 204 | 13 |
| 16 | <NWG | | <NWG | | 45 | 27 | <NWG | 18 | 15 | <NWG | 6 | 6242 | 3579 | 6 | 6242 | 14 | 98 | 13 |
| 44 | <NWG | | <NWG | | 20 | 53 | <NWG | <NWG | <NWG | 7 | 1668 | 15 | 1076 | 7 | 1668 | 15 | 23 | 15 |
| 17 | <NWG | | <NWG | | 34 | 59 | 0,8 | 62 | 134 | 9 | <NWG | 6 | 28290 | 6 | 98605 | 14 | 1771 | 12 |
| 18 | <NWG | | 3,7 | 46 | 43 | 52 | 1,7 | 28 | 149 | 9 | <NWG | 6 | 14066 | 6 | 21314 | 14 | 435 | 12 |
| 19 | <NWG | | <NWG | | 135 | 12 | 0,8 | 42 | 83 | 10 | <NWG | 6 | 6551 | 6 | 9002 | 14 | 152 | 13 |
| 20 | <NWG | | <NWG | | 53 | 20 | <NWG | 8,8 | 24 | <NWG | 6 | 4390 | 2678 | 6 | 4390 | 14 | 69 | 13 |
| 45 | <NWG | | <NWG | | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | 7 | 1550 | 15 | 1047 | 7 | 1550 | 15 | 24 | 14 |
| 25 | <NWG | | 2,6 | 56 | 540 | 8 | <NWG | 131 | 9 | <NWG | 6 | 88272 | 27745 | 6 | 88272 | 14 | 1670 | 13 |
| 26 | <NWG | | 4,6 | 34 | 258 | 9 | 0,9 | 45 | 130 | 9 | <NWG | 6 | 13168 | 6 | 24513 | 14 | 447 | 13 |
| 27 | <NWG | | 2,1 | 60 | 128 | 13 | 0,8 | 40 | 65 | 10 | <NWG | 6 | 6108 | 6 | 10303 | 14 | 148 | 13 |
| 28 | <NWG | | <NWG | | 51 | 22 | <NWG | 8,8 | 24 | <NWG | 6 | 4551 | 2717 | 6 | 4551 | 14 | 73 | 13 |
| 46 | <NWG | | <NWG | | 22 | 51 | <NWG | <NWG | <NWG | 7 | 1510 | 15 | 970 | 7 | 1510 | 15 | 24 | 14 |
| 21 | <NWG | | 2,9 | 59 | 514 | 7 | <NWG | 107 | 9 | <NWG | 6 | 72563 | 22742 | 6 | 72563 | 14 | 1652 | 12 |
| 22 | <NWG | | 2,6 | 58 | 260 | 9 | 1,4 | 29 | 128 | 9 | <NWG | 6 | 11069 | 6 | 19681 | 14 | 351 | 13 |
| 23 | <NWG | | <NWG | | 104 | 14 | 0,9 | 32 | 56 | 10 | <NWG | 6 | 5443 | 6 | 8555 | 14 | 139 | 13 |
| 24 | <NWG | | <NWG | | 41 | 24 | <NWG | 6,2 | 31 | <NWG | 6 | 4225 | 2548 | 6 | 4225 | 14 | 63 | 13 |
| 47 | <NWG | | <NWG | | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | 8 | 1402 | 15 | 897 | 8 | 1402 | 15 | 19 | 16 |
| NWVG | 3 | | 2 | | 20 | | 0,8 | | 2 | | 0,9 | | | | | | | |

NWVG = Nachweisgrenze

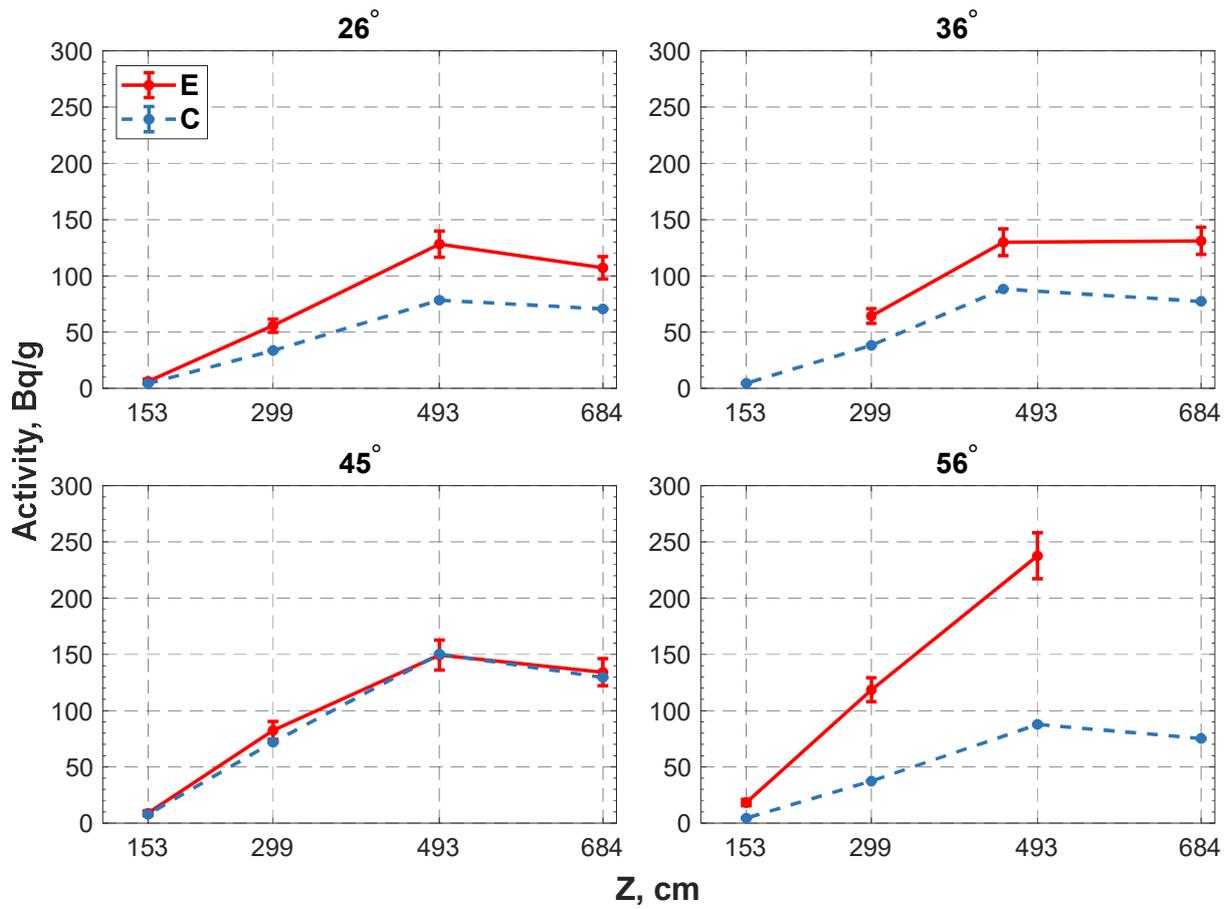
Vergleiche zwischen den Messungen und Rechnungen

$^{58}\text{Fe} (n,\gamma) ^{59}\text{Fe}$



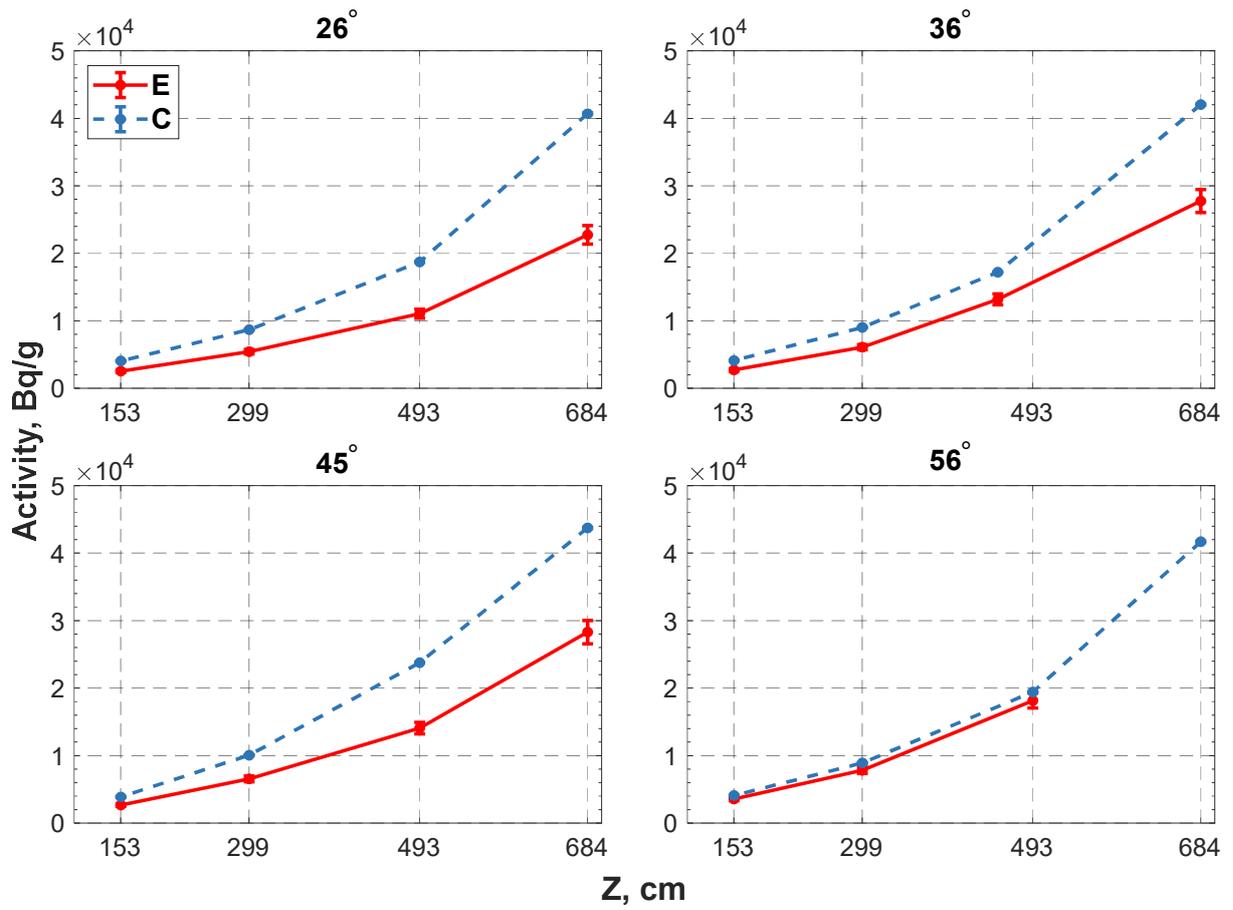
| Höhe in cm | | 153 | 299 | 493 | 684 |
|------------|-----|------|------|------|------|
| C/E | 26° | 1,49 | 1,27 | 1,09 | 1,17 |
| | 36° | 1,23 | 1,07 | 1,01 | 1,15 |
| | 45° | 1,12 | 1,13 | --- | --- |
| | 56° | 1,39 | 0,93 | 0,90 | --- |

$^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$



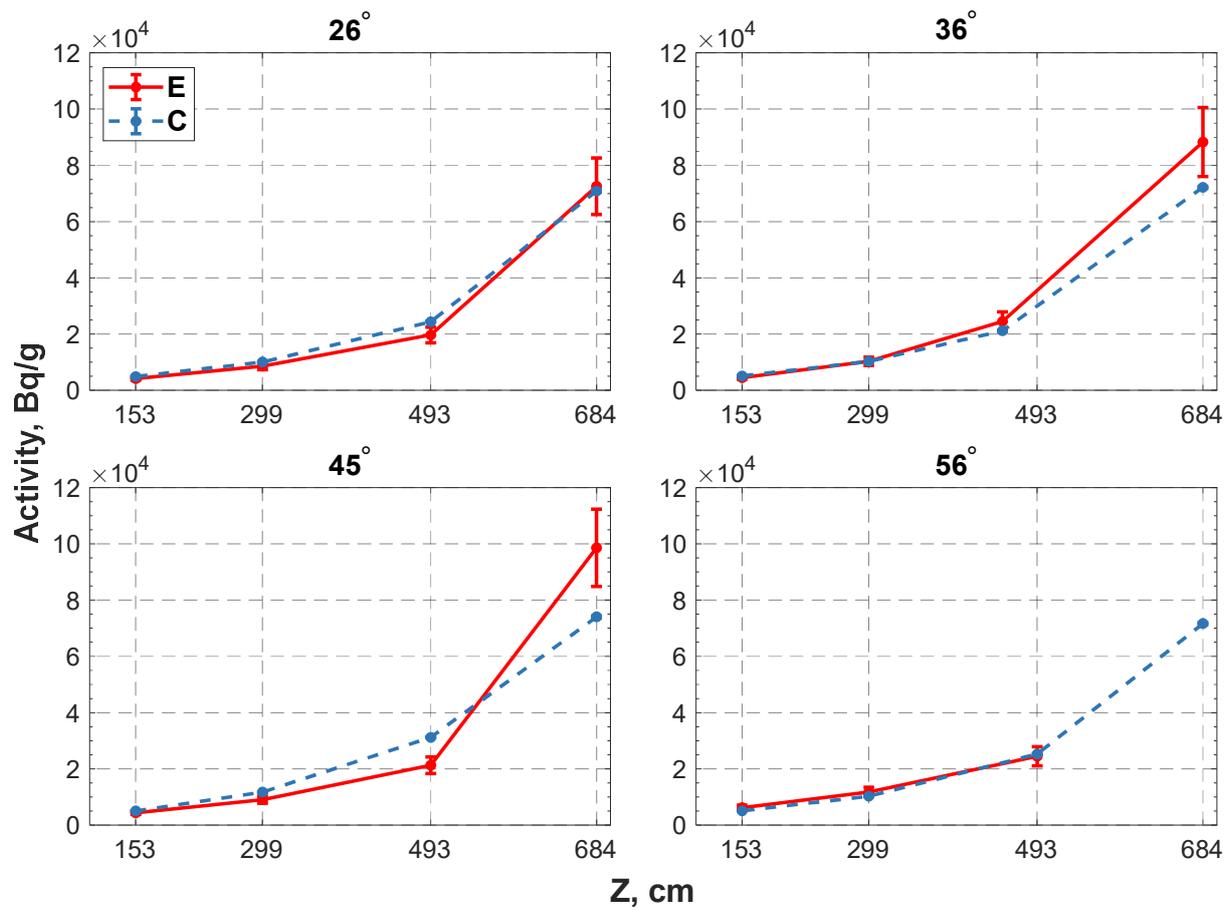
| Höhe in cm | | 153 | 299 | 493 | 684 |
|------------|-----|------|------|------|------|
| C/E | 26° | 0,71 | 0,60 | 0,61 | 0,66 |
| | 36° | --- | 0,59 | 0,68 | 0,59 |
| | 45° | 0,90 | 0,87 | 1,01 | 0,97 |
| | 56° | 0,24 | 0,32 | 0,37 | --- |

$^{64}\text{Zn} (n,\gamma) ^{65}\text{Zn}$



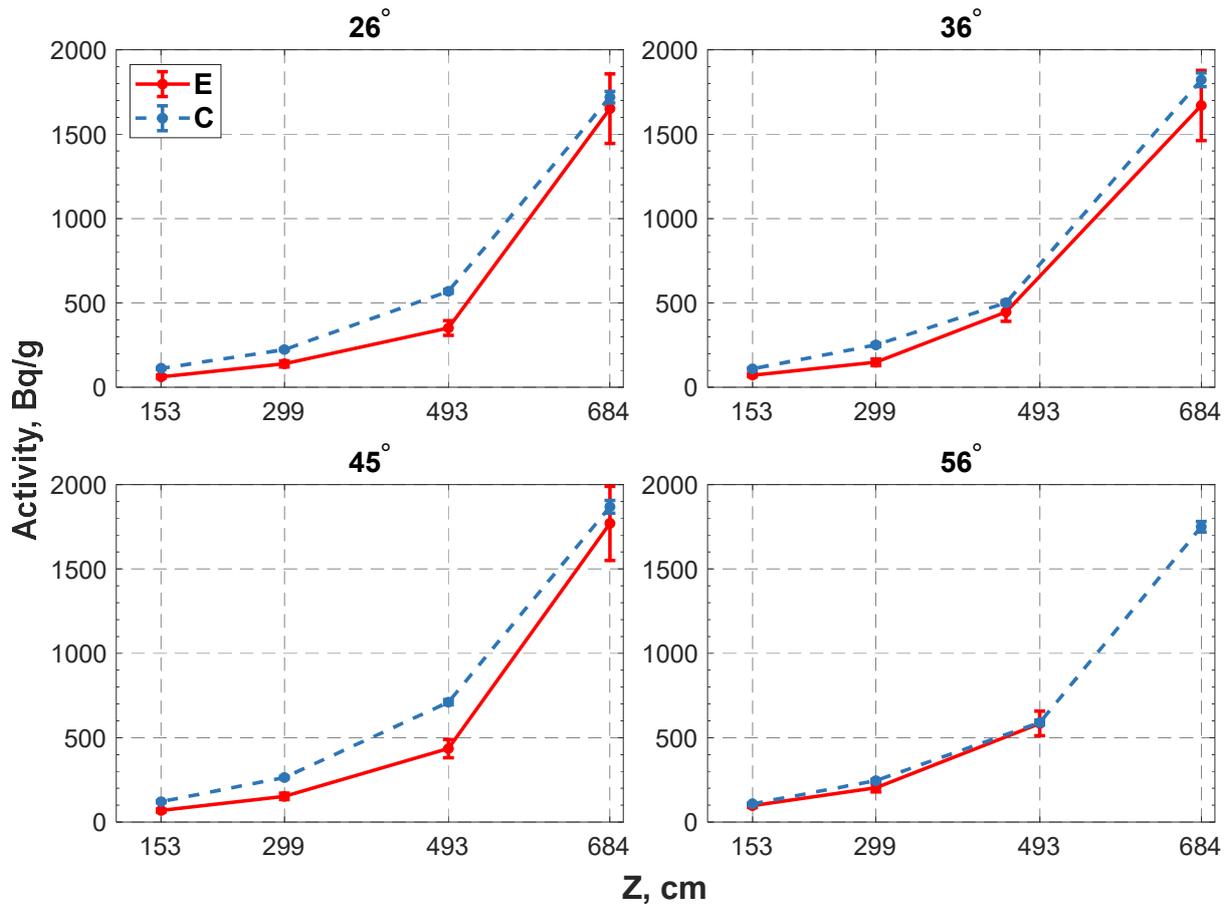
| Höhe in cm | | 153 | 299 | 493 | 684 |
|------------|-----|------|------|------|------|
| C/E | 26° | 1,59 | 1,59 | 1,69 | 1,79 |
| | 36° | 1,52 | 1,48 | 1,31 | 1,52 |
| | 45° | 1,45 | 1,54 | 1,69 | 1,55 |
| | 56° | 1,14 | 1,14 | 1,07 | --- |

$^{113}\text{In} (n,\gamma) ^{114m}\text{In}$



| Höhe in cm | | 153 | 299 | 493 | 684 |
|------------|-----|------|------|------|------|
| C/E | 26° | 1,17 | 1,18 | 1,24 | 0,98 |
| | 36° | 1,13 | 1,00 | 0,86 | 0,82 |
| | 45° | 1,15 | 1,30 | 1,46 | 0,75 |
| | 56° | 0,81 | 0,87 | 1,03 | --- |

$^{112}\text{Sn} (n,\gamma) ^{113}\text{Sn}$



| Höhe in cm | | 153 | 299 | 493 | 684 |
|------------|-----|------|------|------|------|
| C/E | 26° | 1,80 | 1,61 | 1,62 | 1,04 |
| | 36° | 1,51 | 1,70 | 1,12 | 1,09 |
| | 45° | 1,77 | 1,73 | 1,63 | 1,06 |
| | 56° | 1,10 | 1,20 | 1,01 | --- |

KKW1 - Zyklus 2

Reaktordruckbehälterraum - Positionen

| Probe | Radius (cm) | Winkel (°) | Höhe (cm)* |
|-------|-------------|------------|------------|
| 1 | 315 | 280 (10) | 700 |
| 2 | 315 | 280 (10) | 650 |
| 3 | 315 | 280 (10) | 550 |
| 4 | 315 | 280 (10) | 450 |
| 5 | 315 | 280 (10) | 350 |
| 6 | 315 | 280 (10) | 250 |
| 7 | 315 | 280 (10) | 200 |
| 8 | 295 | 280 (10) | 150 |
| 9 | 279 | 280 (10) | 100 |
| 10 | 267 | 280 (10) | 50 |
| 11 | 255 | 280 (10) | 0 |

*Bezug: Coremitte: 515 cm

Reaktordruckbehälterraum – Messwerte

| Metall Nuklid | Ti | | Fe | | Fe-59 | | Ni | | Ni | | Cu | | Zn | | In | | Sn | |
|------------------|------|------|------|------|-------|------|------|------|-------|------|------|------|--------|------|--------|------|-------|------|
| | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) |
| 1 | 234 | 12 | 390 | 8 | 1469 | 9 | 174 | 13 | 11209 | 8 | 3,2 | 38 | 123697 | 6 | 668935 | 14 | 22110 | 12 |
| 2 | 326 | 10 | 503 | 9 | 2193 | 7 | 235 | 13 | 15775 | 8 | 18 | 8 | 172612 | 6 | 675858 | 14 | 21111 | 13 |
| 3 | 341 | 5 | 545 | 9 | 2225 | 8 | 237 | 13 | 15163 | 8 | 18 | 6 | 171486 | 6 | 850505 | 14 | 23940 | 13 |
| 4 | 347 | 5 | 496 | 9 | 1919 | 8 | 237 | 13 | 15452 | 8 | 19 | 6 | 156218 | 6 | 674290 | 14 | 25058 | 13 |
| 5 | 169 | 6 | 275 | 9 | 1789 | 7 | 113 | 13 | 7729 | 8 | 7,8 | 8 | 121390 | 6 | 594260 | 14 | 16736 | 13 |
| 6 | 27 | 9 | 54 | 16 | 1070 | 8 | 16 | 17 | 1934 | 8 | 1,1 | 26 | 73466 | 6 | 414497 | 14 | 12269 | 13 |
| 7 | 20 | 17 | 35 | 17 | 949 | 8 | 5,4 | 25 | 932 | 8 | <NWG | | 55432 | 6 | 351417 | 14 | 10280 | 13 |
| 8 | 6,0 | 25 | 16 | 14 | 742 | 6 | 2,8 | 21 | 641 | 8 | <NWG | | 48611 | 6 | 296513 | 14 | 8952 | 13 |
| 9 | 3,3 | 37 | 15 | 15 | 680 | 6 | 1,7 | 26 | 470 | 8 | <NWG | | 42128 | 6 | 261424 | 14 | 7137 | 13 |
| 10 | <NWG | | 9,6 | 20 | 540 | 7 | <NWG | | 314 | 8 | <NWG | | 37404 | 6 | 223797 | 14 | 5877 | 13 |
| 11 | 4,1 | 33 | 9,4 | 16 | 497 | 7 | 0,8 | 48 | 291 | 8 | <NWG | | 51097 | 6 | 232301 | 14 | 7220 | 13 |
| NWG | 3 | | | | | | 0,5 | | | | 1 | | | | | | | |

NWG = Nachweisgrenze

KKW1 - Zyklus 2

Zwischen Tragschild und biologischem Schild – Positionen

| Probe | Radius (cm) | Winkel (°) | Höhe (cm)* |
|-------|-------------|------------|------------|
| 55 | 418 | 56 | 710 |
| 56 | 418 | 56 | 620 |
| 57 | 418 | 56 | 520 |
| 58 | 418 | 56 | 420 |
| 59 | 418 | 56 | 320 |
| 60 | 418 | 56 | 220 |
| 61 | 418 | 56 | 120 |
| 62 | 418 | 56 | 20 |
| 75 | 387 | 56 | 12 |
| 39 | 418 | 45 | 710 |
| 40 | 418 | 45 | 620 |
| 41 | 418 | 45 | 520 |
| 42 | 418 | 45 | 420 |
| 43 | 418 | 45 | 320 |
| 44 | 418 | 45 | 220 |
| 45 | 418 | 45 | 120 |
| 46 | 418 | 45 | 20 |
| 72 | 387 | 45 | 12 |
| 31 | 418 | 36 | 710 |
| 32 | 418 | 36 | 620 |
| 33 | 418 | 36 | 520 |
| 34 | 418 | 36 | 420 |
| 35 | 418 | 36 | 320 |
| 36 | 418 | 36 | 220 |
| 37 | 418 | 36 | 120 |
| 38 | 418 | 36 | 20 |
| 63 | 387 | 36 | 12 |
| 47 | 418 | 26 | 710 |
| 48 | 418 | 26 | 620 |
| 69 | 387 | 26 | 12 |

*Bezug: Coremitte: 515 cm

KKW1 - Zyklus 2

Zwischen Tragschild und biologischem Schild – Messwerte

| Metall Nuklid | Fe | | Fe-59 | | Ni | | Co-57 | | Ni | | Co-58 | | Zn | | In | | Sn | | Ta | |
|------------------|-------|-------|-------|------|------|------|-------|------|-------|------|--------|------|------|------|------|------|------|------|-------|------|
| | Mn-54 | Fe-54 | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) |
| 55 | 66 | 9 | 694 | 9 | 22 | 13 | 1751 | 9 | 54456 | 6 | 208623 | 14 | 4647 | 13 | | | | | | |
| 56 | 9,9 | 14 | 266 | 25 | 1,2 | 45 | 253 | 9 | 25591 | 6 | 54254 | 14 | 1015 | 13 | | | | | | |
| 57 | 9,3 | 15 | 427 | 8 | 2,8 | 21 | 253 | 9 | 22700 | 6 | 40459 | 14 | 661 | 14 | | | | | | |
| 58 | 9,9 | 13 | 283 | 9 | 3,0 | 20 | 276 | 9 | 14748 | 6 | 22611 | 14 | 393 | 15 | | | | | | |
| 59 | 3,9 | 31 | 168 | 15 | 1,7 | 23 | 151 | 9 | 9442 | 6 | 13686 | 14 | 197 | 17 | | | | | | |
| 60 | <NWG | | 84 | 21 | <NWG | | 34 | 13 | 4328 | 6 | 6620 | 14 | 113 | 17 | | | | | | |
| 61 | <NWG | | <NWG | | <NWG | | 4,2 | 60 | 1977 | 7 | 3461 | 14 | 51 | 19 | | | | | | |
| 62 | <NWG | | <NWG | | <NWG | | <NWG | | 1127 | 7 | 1745 | 14 | 24 | 19 | | | | | | |
| 75 | <NWG | | <NWG | | <NWG | | <NWG | | 991 | 7 | 1365 | 14 | 24 | 19 | | | | | 28900 | 6 |
| 39 | 4,5 | 23 | 463 | 7 | 0,9 | 31 | 151 | 9 | 24822 | 6 | 113301 | 14 | 2466 | 13 | | | | | | |
| 40 | 5,9 | 20 | 379 | 8 | 1,5 | 24 | 166 | 9 | 18879 | 6 | 43549 | 14 | 812 | 14 | | | | | | |
| 41 | 1,7 | 27 | 238 | 17 | 1,6 | 23 | 192 | 9 | 15093 | 6 | 28273 | 14 | 506 | 14 | | | | | | |
| 42 | 4,7 | 24 | 217 | 9 | 1,7 | 22 | 148 | 9 | 9609 | 6 | 17363 | 14 | 281 | 15 | | | | | | |
| 43 | 2,0 | 44 | 146 | 10 | 0,7 | 40 | 89 | 9 | 7100 | 6 | 11361 | 14 | 184 | 17 | | | | | | |
| 44 | <NWG | | 73 | 18 | <NWG | | 19 | 17 | 3671 | 6 | 5700 | 14 | 100 | 17 | | | | | | |
| 45 | <NWG | | 24 | 41 | <NWG | | 3,9 | 49 | 2085 | 6 | 3500 | 14 | 60 | 19 | | | | | | |
| 46 | <NWG | | <NWG | | <NWG | | <NWG | | 1092 | 6 | 1506 | 14 | 26 | 19 | | | | | | |
| 72 | <NWG | | <NWG | | <NWG | | <NWG | | 925 | 7 | 1370 | 14 | 23 | 19 | | | | | 26212 | 6 |
| 31 | 4,9 | 23 | 385 | 7 | 1,4 | 24 | 130 | 9 | 23356 | 6 | 107066 | 14 | 2351 | 13 | | | | | | |
| 32 | 3,9 | 27 | 333 | 7 | 0,9 | 36 | 112 | 9 | 15090 | 6 | 38473 | 14 | 662 | 13 | | | | | | |
| 33 | 5,1 | 23 | 265 | 8 | 1,4 | 23 | 118 | 9 | 12139 | 6 | 24655 | 14 | 429 | 14 | | | | | | |
| 34 | 2,7 | 43 | 275 | 7 | 1,7 | 23 | 158 | 9 | 13920 | 6 | 27619 | 14 | 439 | 14 | | | | | | |
| 35 | 4,3 | 26 | 216 | 9 | 1,5 | 23 | 145 | 9 | 10187 | 6 | 17458 | 14 | 295 | 14 | | | | | | |
| 36 | 2,9 | 31 | 136 | 10 | 0,8 | 28 | 62 | 11 | 6202 | 7 | 10387 | 14 | 140 | 15 | | | | | | |
| 37 | <NWG | | 75 | 15 | <NWG | | 22 | 14 | 3689 | 7 | 5810 | 14 | 88 | 17 | | | | | | |
| 38 | <NWG | | 43 | 22 | <NWG | | 5,7 | 33 | 2050 | 7 | 3476 | 14 | 51 | 18 | | | | | | |
| 63 | <NWG | | 13 | 56 | <NWG | | <NWG | | 850 | 7 | 1144 | 14 | 20 | 19 | | | | | | |
| 47 | 7,6 | 18 | 435 | 16 | 1,1 | 35 | 181 | 9 | 31479 | 6 | 137696 | 14 | 3029 | 13 | | | | | | |
| 48 | 4,9 | 23 | 405 | 8 | 1,5 | 24 | 153 | 9 | 17664 | 6 | 43002 | 14 | 800 | 13 | | | | | | |
| 69 | <NWG | | <NWG | | <NWG | | <NWG | | 855 | 7 | 1275 | 14 | 22 | 19 | | | | | | |
| NWG | 1 | | 5 | | 0,1 | | 1 | | | | | | | | | | | | | |

NWG = Nachweisgrenze

KKW1 - Zyklus 3

Reaktordruckbehälterraum – Positionen

| Probe | Radius (cm) | Winkel (°) | Höhe (cm)* |
|-------|-------------|------------|------------|
| 1 | 315 | 275 (5) | 700 |
| 2 | 315 | 275 (5) | 650 |
| 3 | 315 | 275 (5) | 550 |
| 4 | 315 | 275 (5) | 450 |
| 5 | 315 | 275 (5) | 350 |
| 6 | 315 | 275 (5) | 250 |
| 7 | 315 | 275 (5) | 200 |
| 8 | 295 | 275 (5) | 150 |
| 9 | 279 | 275 (5) | 100 |
| 10 | 267 | 275 (5) | 50 |
| 11 | 255 | 275 (5) | 0 |
| 12 | 315 | 280 (10) | 700 |
| 13 | 315 | 280 (10) | 650 |
| 14 | 315 | 280 (10) | 550 |
| 15 | 315 | 280 (10) | 450 |
| 16 | 315 | 280 (10) | 350 |
| 17 | 315 | 280 (10) | 250 |
| 18 | 315 | 280 (10) | 200 |
| 19 | 295 | 280 (10) | 150 |
| 20 | 279 | 280 (10) | 100 |
| 21 | 267 | 280 (10) | 50 |
| 22 | 255 | 280 (10) | 0 |

*Bezug: Coremitte: 515 cm

KKW1 - Zyklus 3

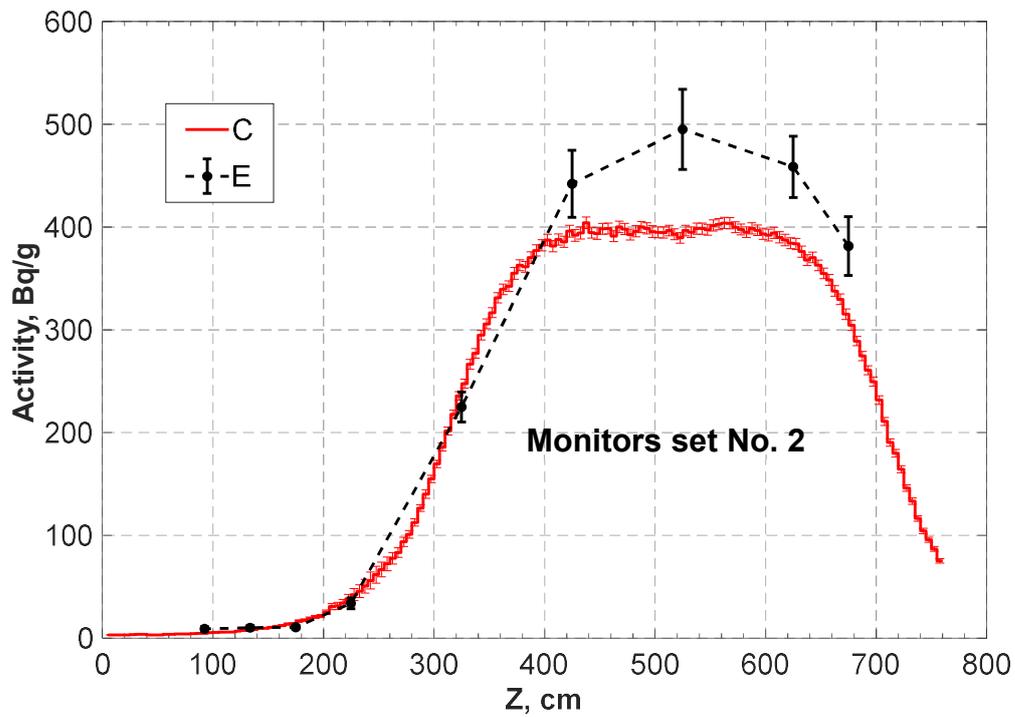
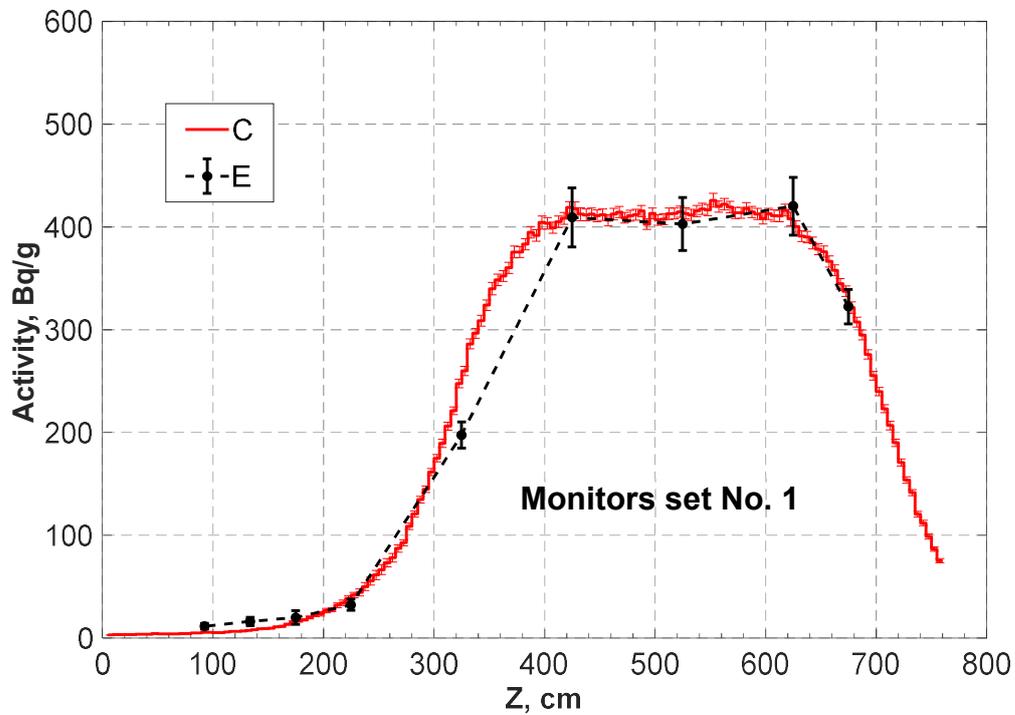
Reaktordruckbehälterraum – Messwerte

| Metall | Ti | | Fe | | Fe | | Ni | | Ni | | Cu | | Zn | |
|--------|-------|------|-------|------|-------|------|-------|------|-------|------|-------|------|--------|------|
| Nuklid | Sc-46 | | Mn-54 | | Fe-59 | | Co-57 | | Co-58 | | Co-60 | | Zn-65 | |
| Probe | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) |
| 1 | 323 | 8 | 470 | 7 | 1912 | 15 | 227 | 8 | 14431 | 6 | 16 | 7 | 176447 | 6 |
| 2 | 420 | 7 | 576 | 7 | 2145 | 19 | 268 | 8 | 17433 | 6 | 20 | 7 | 178272 | 6 |
| 3 | 403 | 8 | 741 | 7 | 2033 | 18 | 325 | 7 | 20564 | 6 | 20 | 8 | 204869 | 6 |
| 4 | 409 | 7 | 597 | 7 | 2244 | 18 | 288 | 8 | 18339 | 9 | 19 | 9 | 176953 | 6 |
| 5 | 198 | 7 | 283 | 7 | 1677 | 18 | 151 | 8 | 10376 | 6 | 10 | 7 | 125924 | 6 |
| 6 | 32 | 16 | 51 | 12 | 1118 | 16 | 22 | 11 | 1866 | 7 | 1,6 | 14 | 76491 | 6 |
| 7 | 20 | 16 | 29 | 13 | 947 | 17 | 8,1 | 17 | 1020 | 7 | 0,9 | 14 | 62132 | 6 |
| 8 | 16 | 19 | 20 | 11 | 740 | 14 | 1,9 | 30 | 638 | 7 | 0,5 | 23 | 52603 | 6 |
| 9 | 12 | 23 | 16 | 15 | 690 | 14 | 1,4 | 51 | 451 | 7 | 0,5 | 24 | 45380 | 6 |
| 10 | <NWG | | 11 | 19 | 670 | 19 | 0,9 | 53 | 382 | 8 | 0,4 | 31 | 40148 | 6 |
| 11 | <NWG | | 10 | 12 | 536 | 14 | 0,9 | 28 | 348 | 7 | 0,4 | 24 | 40508 | 6 |
| 12 | 382 | 5 | 629 | 7 | 1845 | 23 | 262 | 8 | 19393 | 6 | 19 | 7 | 163528 | 6 |
| 13 | 459 | 7 | 703 | 7 | 2233 | 22 | 309 | 8 | 23046 | 6 | 22 | 8 | 190748 | 6 |
| 14 | 495 | 6 | 705 | 7 | 2778 | 20 | 331 | 8 | 21611 | 6 | 25 | 6 | 212071 | 6 |
| 15 | 442 | 7 | 661 | 7 | 2750 | 22 | 302 | 8 | 23364 | 6 | 21 | 8 | 185607 | 6 |
| 16 | 225 | 6 | 388 | 7 | 1946 | 21 | 152 | 8 | 11963 | 6 | 10 | 7 | 153885 | 6 |
| 17 | 34 | 17 | 54 | 11 | 987 | 26 | 18 | 11 | 1831 | 7 | 1,9 | 13 | 73099 | 6 |
| 18 | 11 | 34 | 32 | 9 | 846 | 17 | 7,4 | 11 | 1025 | 7 | 0,7 | 25 | 62368 | 6 |
| 19 | 10 | 25 | 20 | 12 | 792 | 20 | 2,8 | 22 | 633 | 7 | 0,4 | 30 | 52658 | 6 |
| 20 | 9,1 | 24 | 12 | 13 | 827 | 16 | 1,3 | 36 | 484 | 8 | 0,4 | 27 | 43148 | 6 |
| 21 | <NWG | | 11 | 13 | 647 | 16 | 0,9 | 36 | 409 | 7 | 0,2 | 45 | 35591 | 6 |
| 22 | <NWG | | 10 | 10 | 554 | 11 | 0,8 | 33 | 327 | 7 | 0,2 | 35 | 40287 | 6 |
| NWG | 2 | | | | | | | | | | | | | |

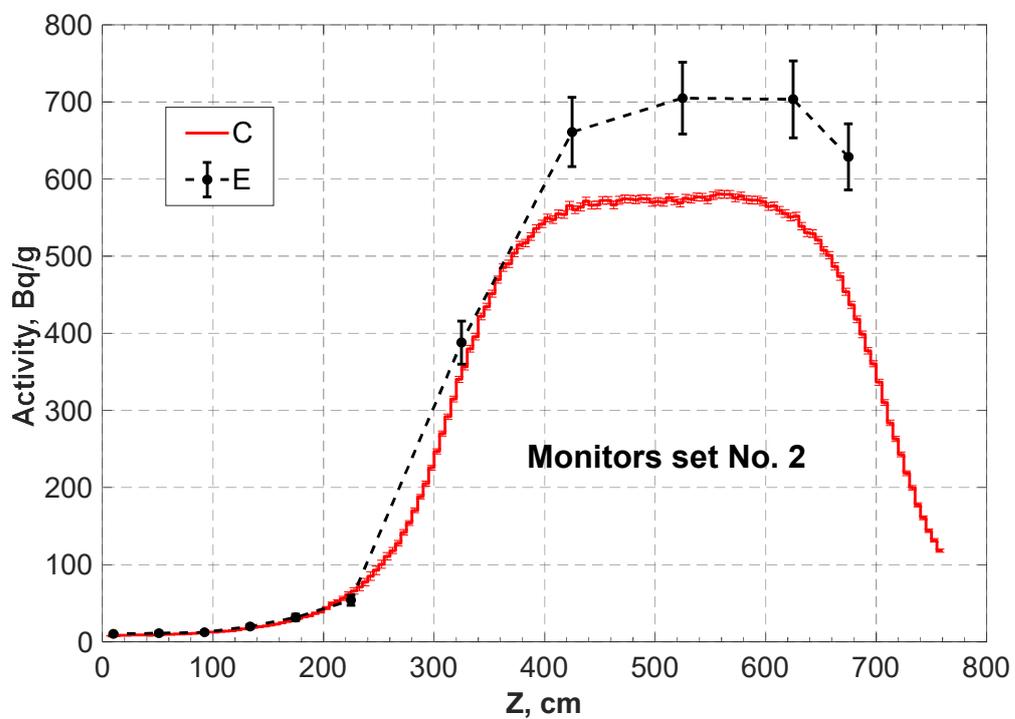
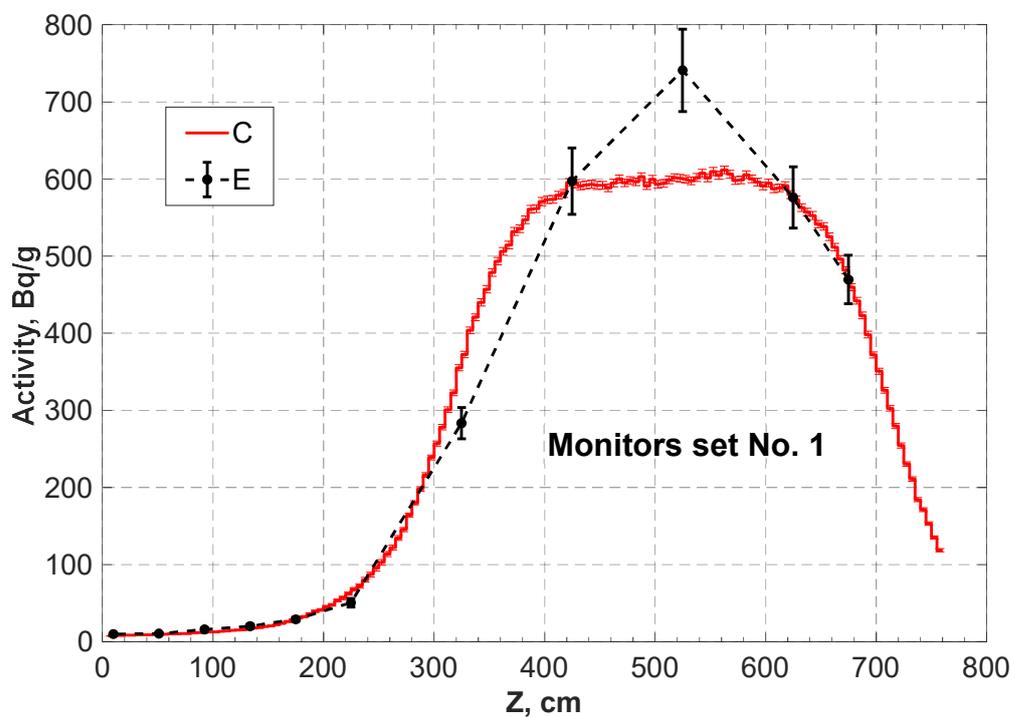
NWG = Nachweisgrenze

Vergleiche zwischen den Messungen und Rechnungen

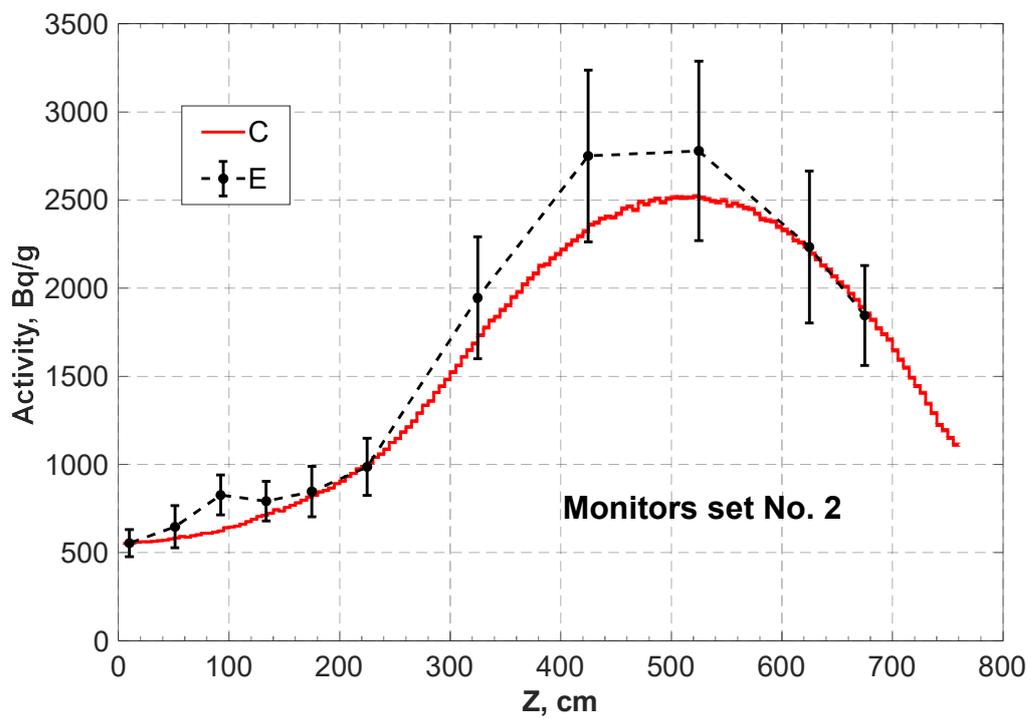
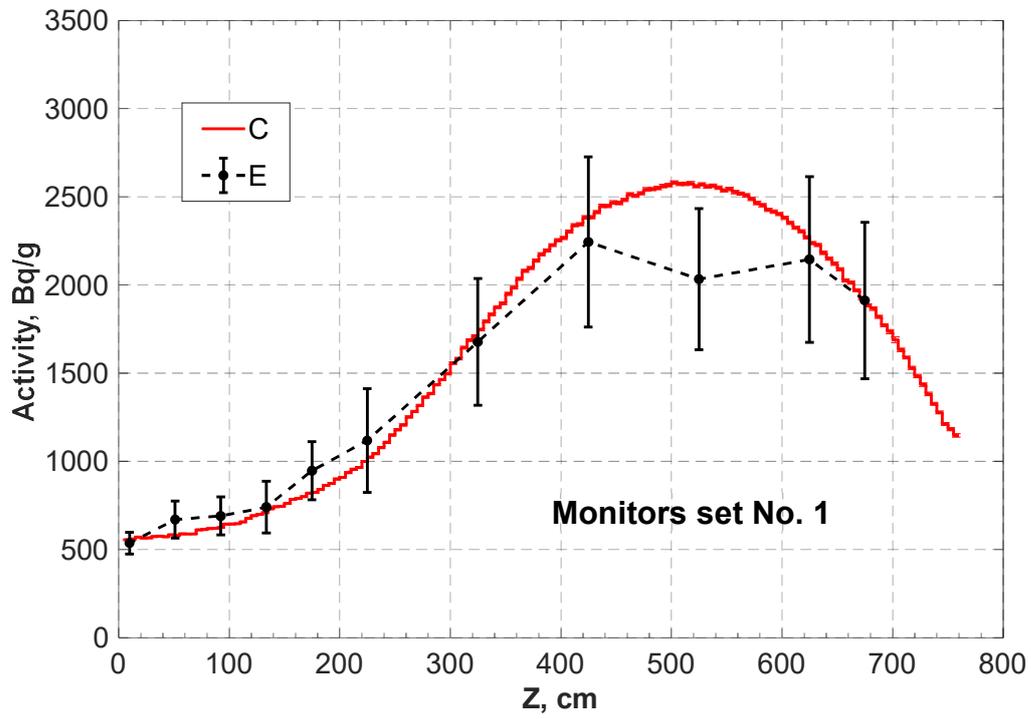
^{46}Ti (n,p) ^{46}Sc



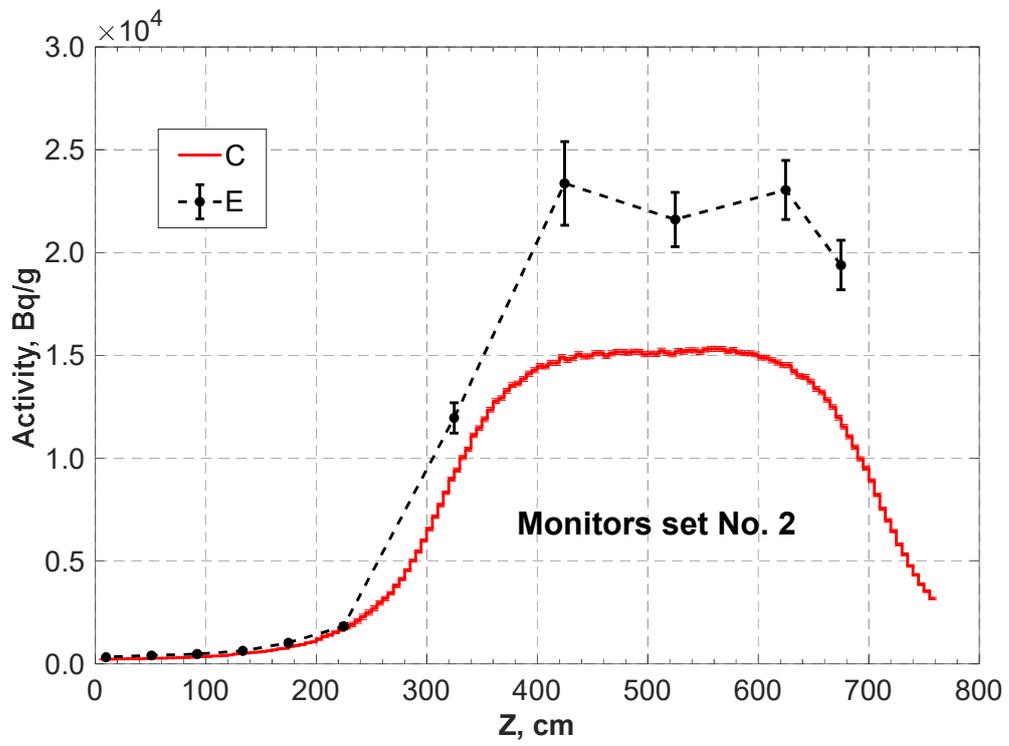
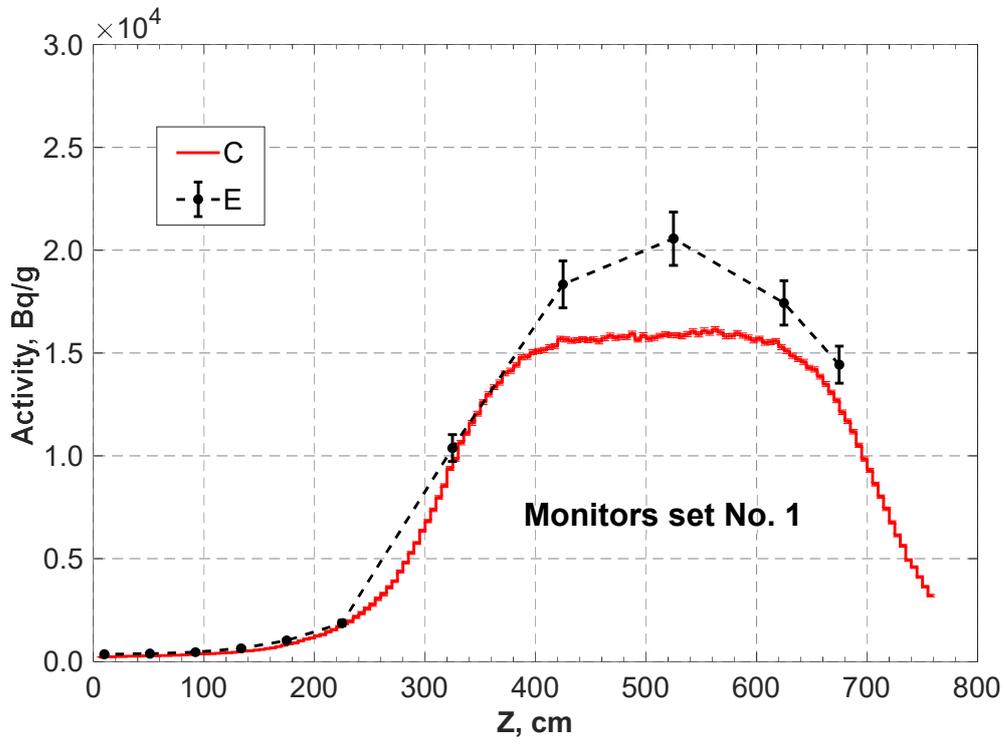
$^{54}\text{Fe} (n,p) ^{54}\text{Mn}$



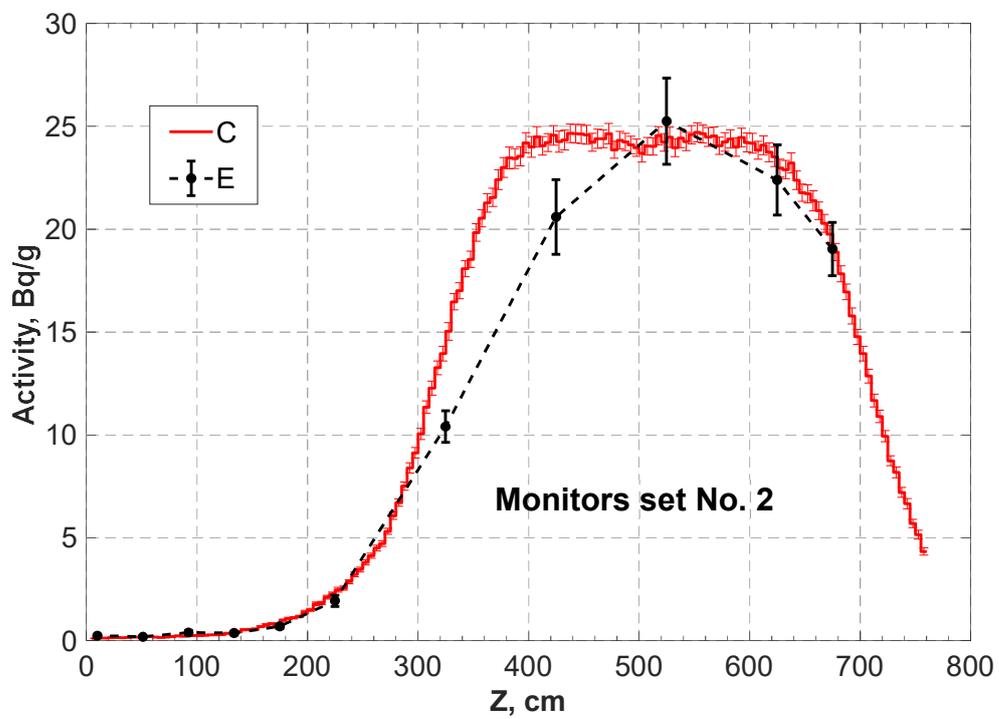
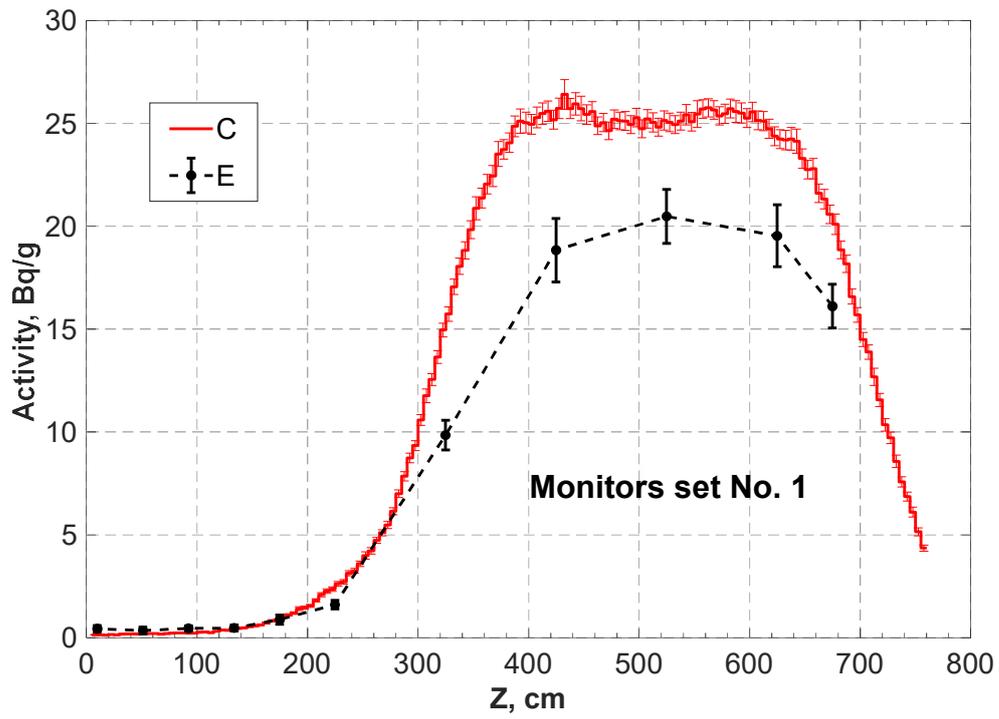
$^{58}\text{Fe} (n, \gamma) ^{59}\text{Fe}$



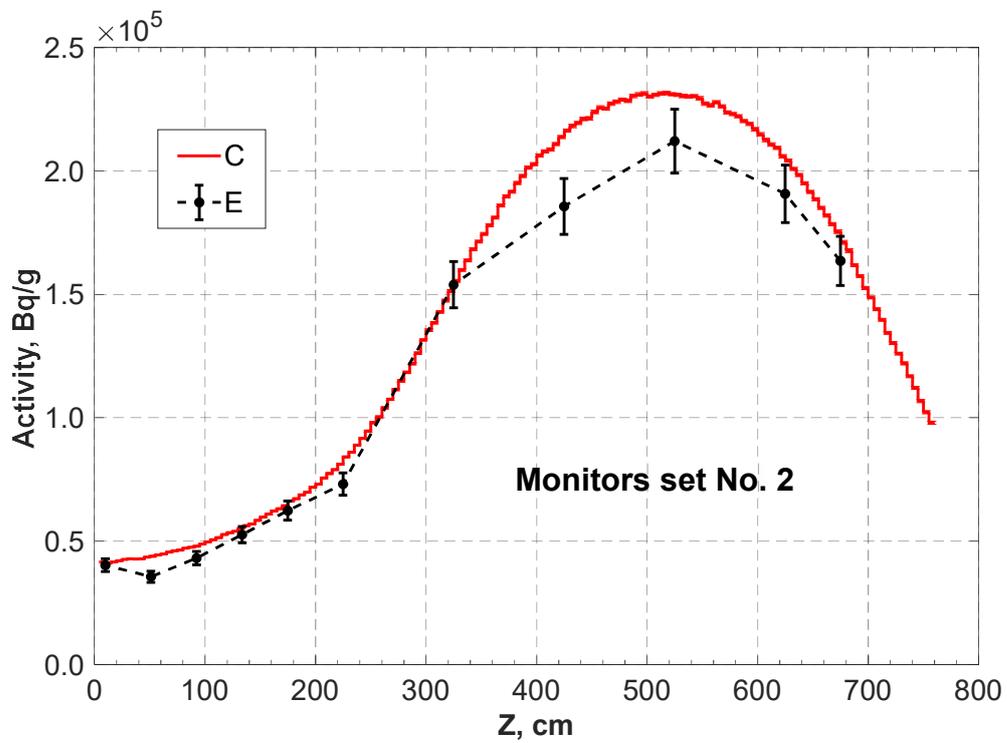
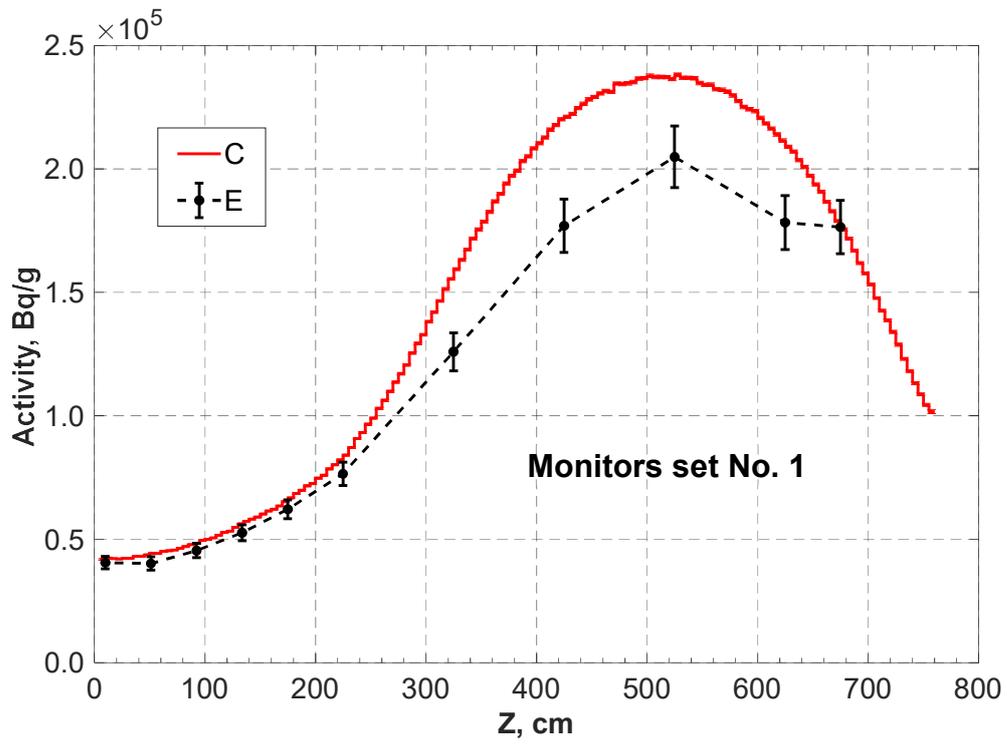
$^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$



$^{63}\text{Cu} (n,\alpha) ^{60}\text{Co}$



$^{64}\text{Zn} (n,\gamma) ^{65}\text{Zn}$



KKW1 - Zyklus 3

Zwischen Tragschild und biologischem Schild - Positionen

| Probe | Radius (cm) | Winkel (°) | Höhe (cm)* |
|-------|-------------|------------|------------|
| 31 | 418 | 56 | 710 |
| 32 | 418 | 56 | 620 |
| 33 | 418 | 56 | 520 |
| 34 | 418 | 56 | 420 |
| 35 | 418 | 56 | 320 |
| 36 | 418 | 56 | 220 |
| 37 | 418 | 56 | 120 |
| 38 | 418 | 56 | 20 |
| 23 | 418 | 45 | 710 |
| 24 | 418 | 45 | 620 |
| 25 | 418 | 45 | 520 |
| 26 | 418 | 45 | 420 |
| 27 | 418 | 45 | 320 |
| 28 | 418 | 45 | 220 |
| 29 | 418 | 45 | 120 |
| 30 | 418 | 45 | 20 |
| 47 | 418 | 36 | 710 |
| 48 | 418 | 36 | 620 |
| 49 | 418 | 36 | 520 |
| 50 | 418 | 36 | 420 |
| 51 | 418 | 36 | 320 |
| 52 | 418 | 36 | 220 |
| 53 | 418 | 36 | 120 |
| 54 | 418 | 36 | 20 |
| 39 | 418 | 26 | 710 |
| 40 | 418 | 26 | 620 |
| 41 | 418 | 26 | 520 |
| 42 | 418 | 26 | 420 |
| 42 | 418 | 26 | 320 |
| 44 | 418 | 26 | 220 |
| 45 | 418 | 26 | 120 |
| 46 | 418 | 26 | 20 |

*Bezug: Coremitte: 515 cm

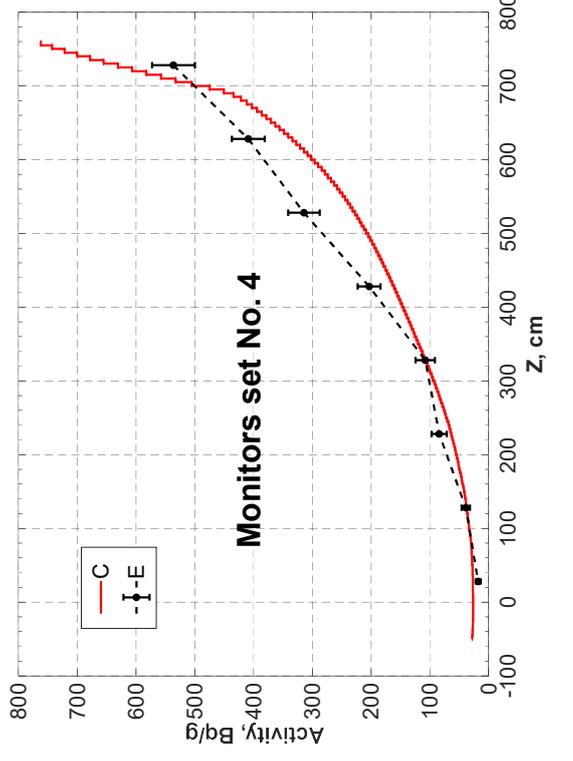
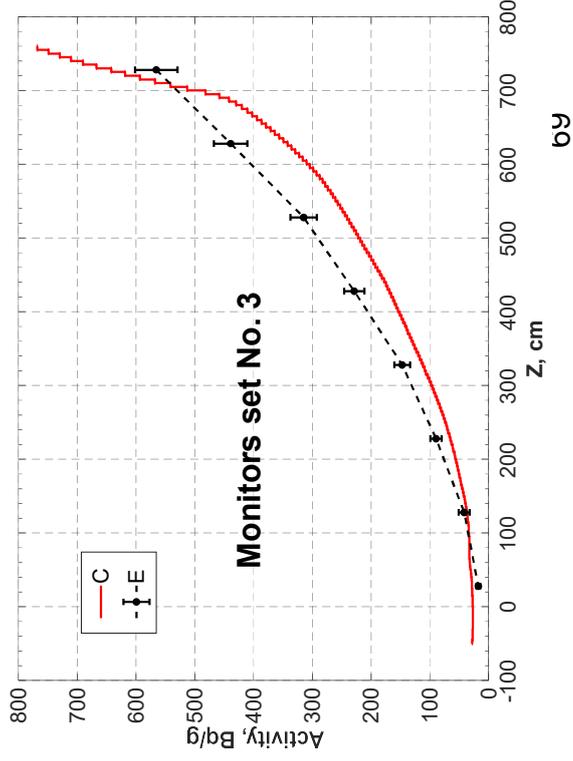
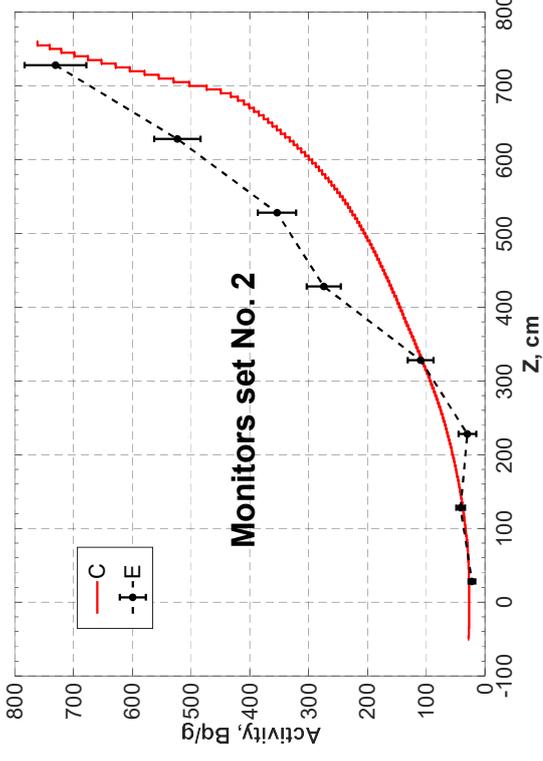
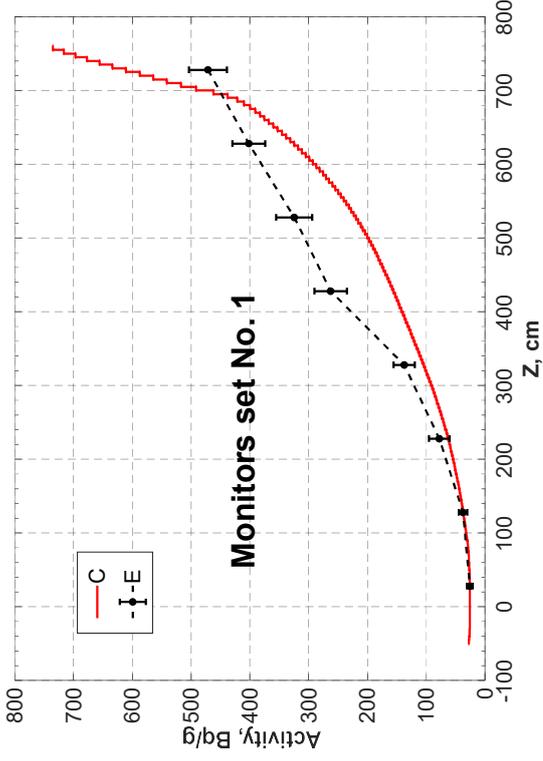
KKW1 - Zyklus 3

Zwischen Tragschild und biologischem Schild - Messwerte

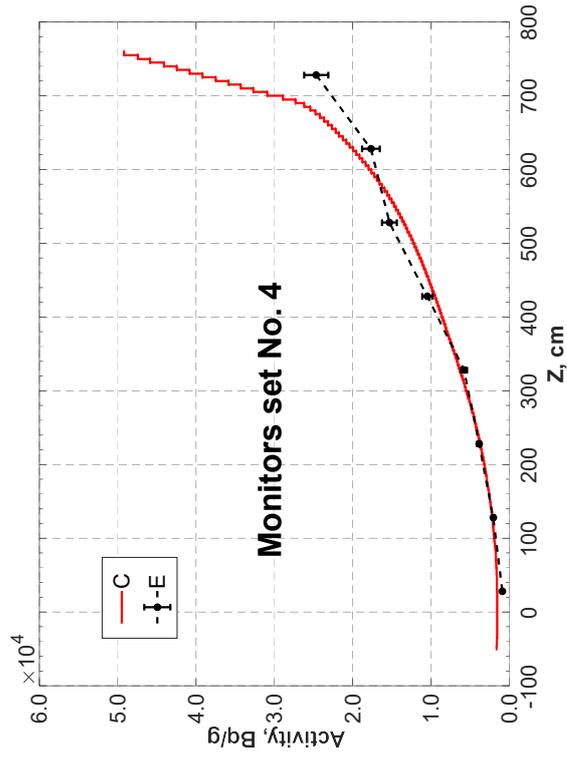
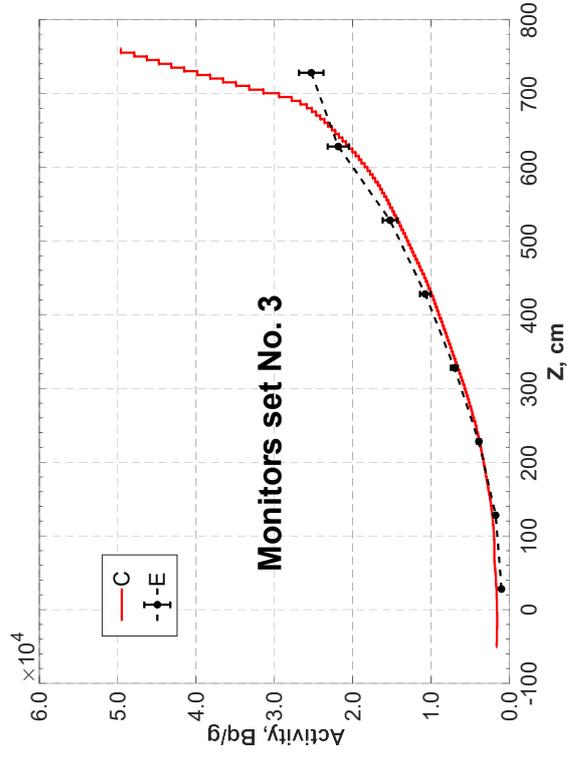
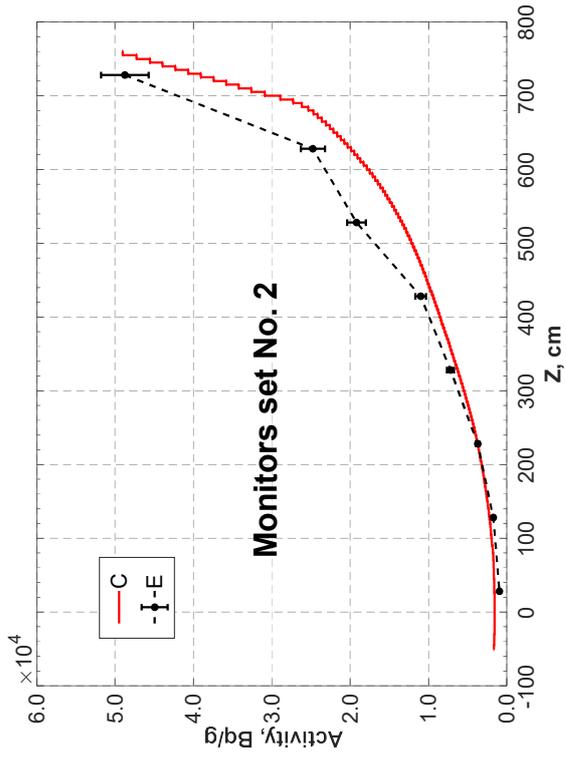
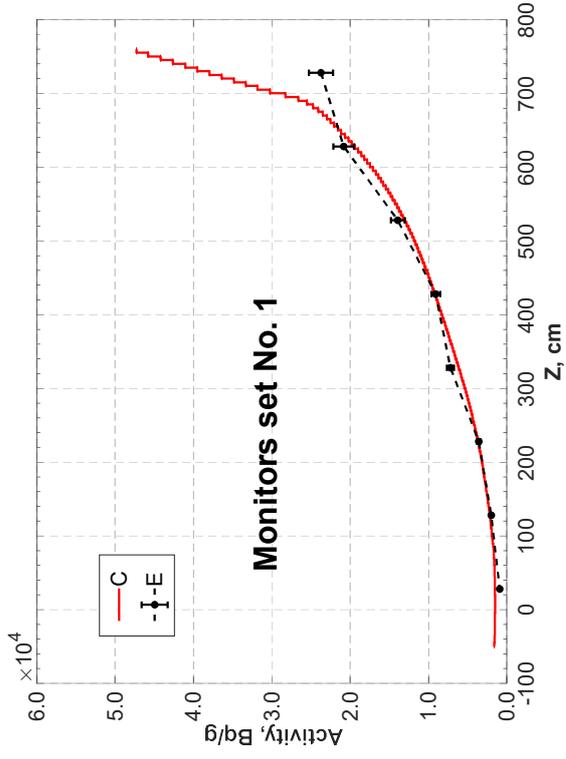
| Metall | Fe | | Fe | | Ni | | Ni | | Zn | | In | | Sn | |
|--------|-------|------|-------|------|-------|------|-------|------|-------|------|---------|------|--------|------|
| Nuklid | Mn-54 | | Fe-59 | | Co-57 | | Co-58 | | Zn-65 | | In-114m | | Sn-113 | |
| Probe | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) |
| 31 | 4,7 | 17,7 | 536 | 7 | 1,6 | 11 | 163 | 6 | 24670 | 6 | 120562 | 7 | 2483 | 8 |
| 32 | 4,4 | 13,9 | 409 | 7 | 1,8 | 10 | 144 | 6 | 17683 | 6 | 48412 | 7 | 979 | 10 |
| 33 | 3,9 | 27,7 | 314 | 9 | 1,7 | 10 | 149 | 6 | 15321 | 6 | 27987 | 7 | 522 | 10 |
| 34 | 4,0 | 25,7 | 203 | 10 | 1,4 | 10 | 127 | 6 | 10487 | 6 | 18861 | 7 | 315 | 9 |
| 35 | 2,7 | 26,3 | 108 | 15 | 0,8 | 12 | 87 | 6 | 5799 | 6 | 11476 | 7 | 209 | 10 |
| 36 | <NWG | | 84 | 15 | 0,1 | 50 | 21 | 8 | 3888 | 6 | 6513 | 7 | 104 | 8 |
| 37 | <NWG | | 39 | 19 | <NWG | | 4,6 | 19 | 2080 | 6 | 3603 | 7 | 67 | 8 |
| 38 | <NWG | | 18 | 23 | <NWG | | <NWG | | 916,5 | 6 | 1684 | 8 | 23 | 13 |
| 23 | 5,0 | 25,6 | 565 | 6 | 1,3 | 16 | 185 | 6 | 25292 | 6 | 120408 | 7 | 2471 | 8 |
| 24 | 4,6 | 18,5 | 439 | 6 | 1,8 | 10 | 167 | 6 | 21852 | 6 | 52815 | 7 | 1000 | 9 |
| 25 | 6,0 | 18,7 | 315 | 7 | 1,8 | 10 | 161 | 6 | 15256 | 6 | 31944 | 7 | 522 | 10 |
| 26 | 4,6 | 19,2 | 229 | 7 | 1,6 | 10 | 141 | 6 | 10758 | 6 | 19488 | 7 | 298 | 10 |
| 27 | 2,5 | 25,2 | 147 | 9 | 0,8 | 13 | 88 | 6 | 7048 | 6 | 11993 | 7 | 210 | 10 |
| 28 | <NWG | | 90 | 11 | 0,2 | 35 | 22 | 7 | 3923 | 6 | 6874 | 7 | 97 | 11 |
| 29 | <NWG | | 42 | 22 | <NWG | | 3,9 | 26 | 1770 | 6 | 3847 | 8 | 62 | 12 |
| 30 | <NWG | | 18 | 19 | <NWG | | <NWG | | 1026 | 6 | 1754 | 8 | 26 | 13 |
| 47 | 55 | 6,7 | 731 | 7 | 33 | 7 | 1737 | 6 | 48736 | 6 | 222409 | 7 | 5309 | 7 |
| 48 | 8,1 | 13,8 | 523 | 7 | 2,7 | 9 | 227 | 6 | 24759 | 6 | 60660 | 8 | 1028 | 9 |
| 49 | 7,0 | 17,4 | 354 | 9 | 2,8 | 9 | 203 | 6 | 19170 | 6 | 39470 | 8 | 679 | 9 |
| 50 | 6,4 | 15,5 | 274 | 11 | 3,1 | 8 | 221 | 6 | 10985 | 6 | 23585 | 7 | 392 | 8 |
| 51 | 3,7 | 27,7 | 109 | 20 | 1,4 | 15 | 109 | 7 | 7188 | 6 | 13567 | 7 | 228 | 9 |
| 52 | <NWG | | 30 | 50 | 0,2 | 48 | 16 | 17 | 3719 | 6 | 7281 | 7 | 124 | 9 |
| 53 | <NWG | | 42 | 18 | <NWG | | 5,8 | 15 | 1728 | 6 | 3928 | 8 | 65 | 10 |
| 54 | <NWG | | 22 | 25 | <NWG | | 0,7 | 50 | 945,0 | 6 | 1720 | 8 | 24 | 16 |
| 39 | 4,7 | 14,5 | 471 | 7 | 1,3 | 11 | 162 | 6 | 23721 | 6 | 131078 | 7 | 2715 | 8 |
| 40 | 5,2 | 16,1 | 402 | 7 | 1,7 | 10 | 152 | 6 | 20820 | 6 | 50880 | 8 | 884 | 11 |
| 41 | 6,2 | 19,3 | 325 | 9 | 2,1 | 10 | 178 | 6 | 13916 | 6 | 29398 | 8 | 627 | 10 |
| 42 | 2,9 | 38,3 | 263 | 10 | 1,7 | 10 | 148 | 6 | 9081 | 6 | 18571 | 7 | 334 | 8 |
| 43 | 2,5 | 33,2 | 138 | 13 | 1,0 | 11 | 96 | 6 | 7191 | 6 | 12251 | 7 | 179 | 9 |
| 44 | <NWG | | 78 | 23 | 0,2 | 34 | 22 | 8 | 3580 | 6 | 5940 | 8 | 103 | 11 |
| 45 | <NWG | | 37 | 19 | <NWG | | 5,5 | 11 | 1993 | 6 | 3949 | 8 | 72 | 11 |
| 46 | <NWG | | 26 | 19 | <NWG | | <NWG | | 905,7 | 6 | 1602 | 8 | 23 | 18 |
| NWG | 2 | | | | 0,1 | | 0,5 | | | | | | | |

NWG = Nachweisgrenze

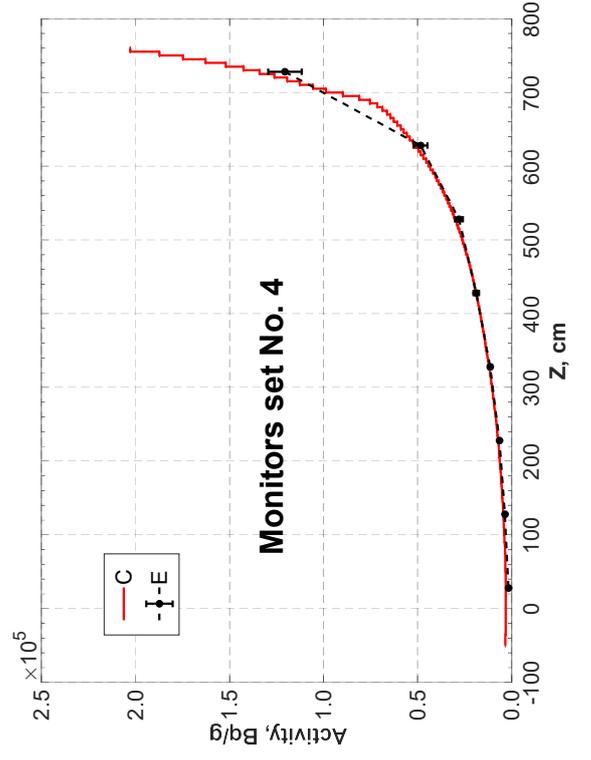
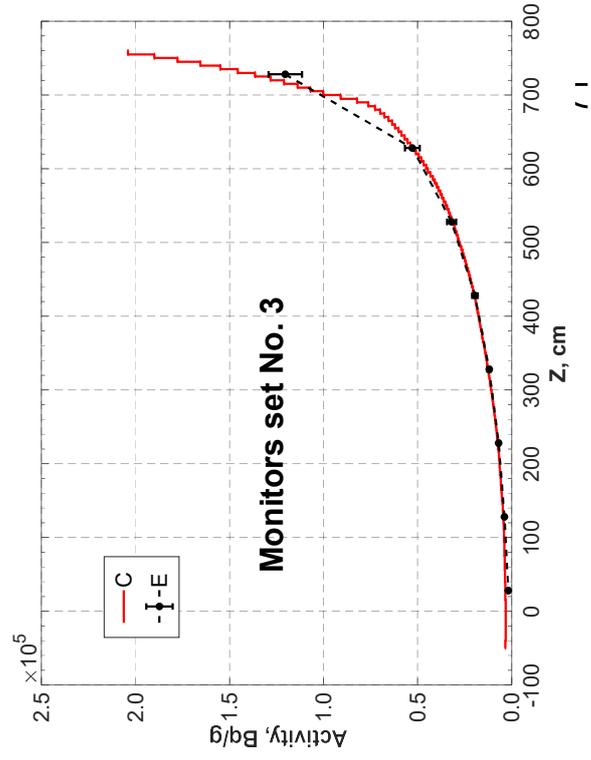
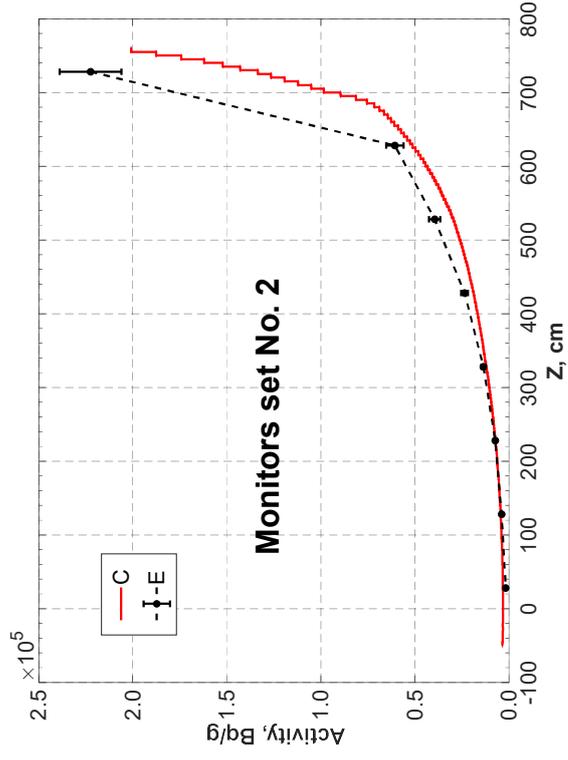
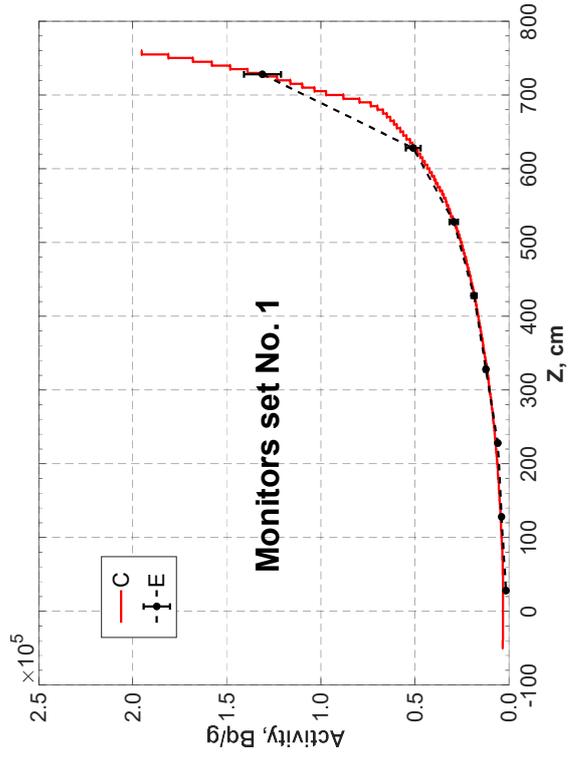
Vergleiche zwischen den Messungen und Rechnungen ^{58}Fe (n, γ) ^{59}Fe



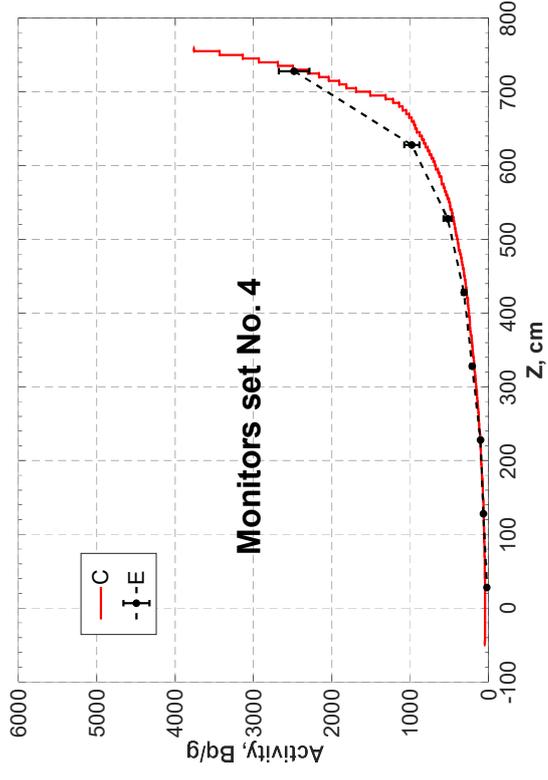
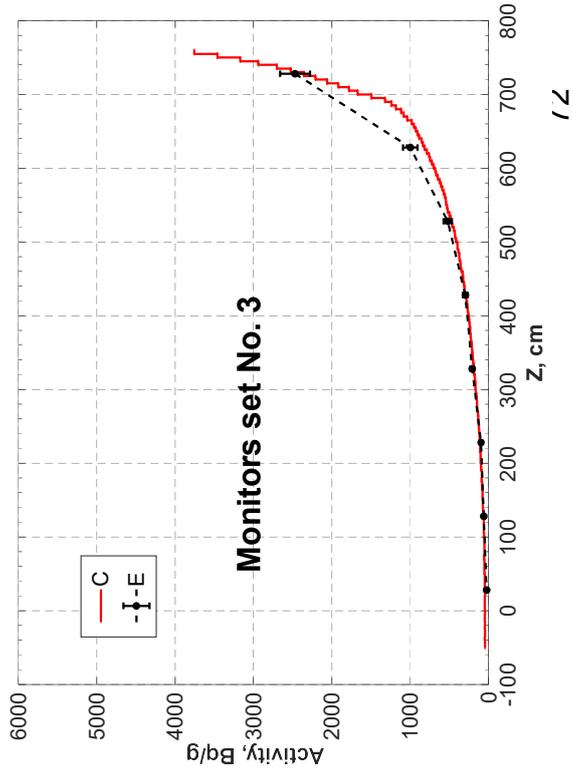
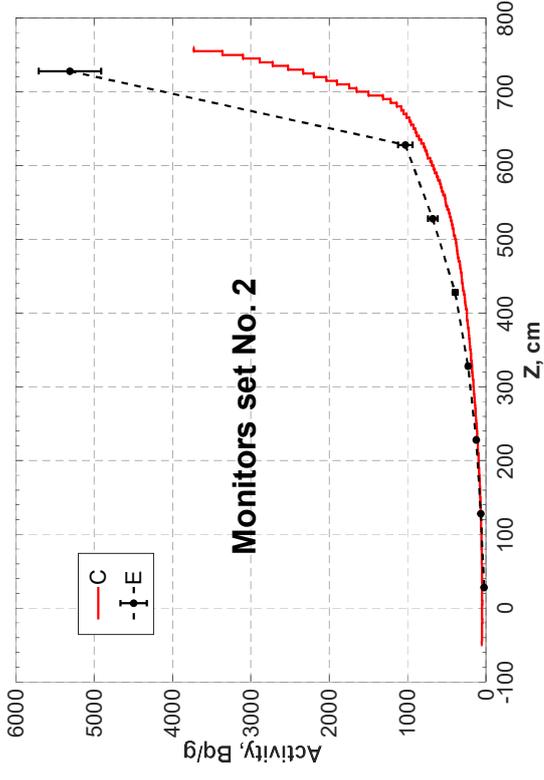
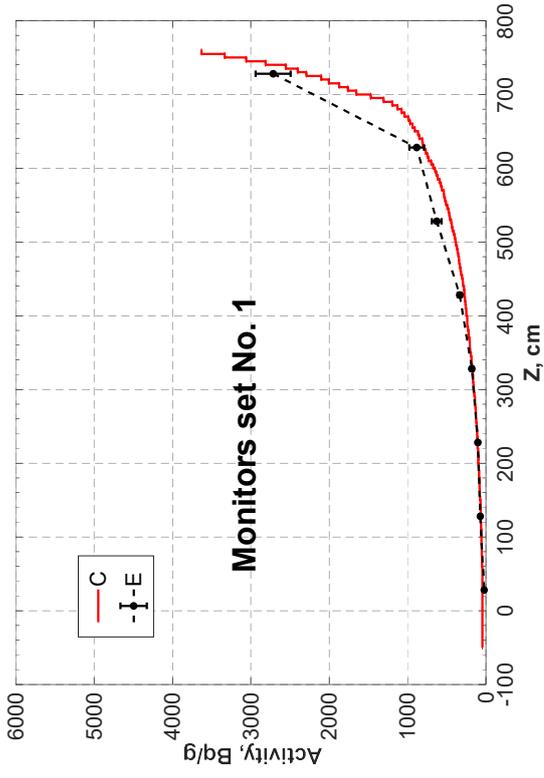
$^{64}\text{Zn} (n, \gamma) ^{65}\text{Zn}$



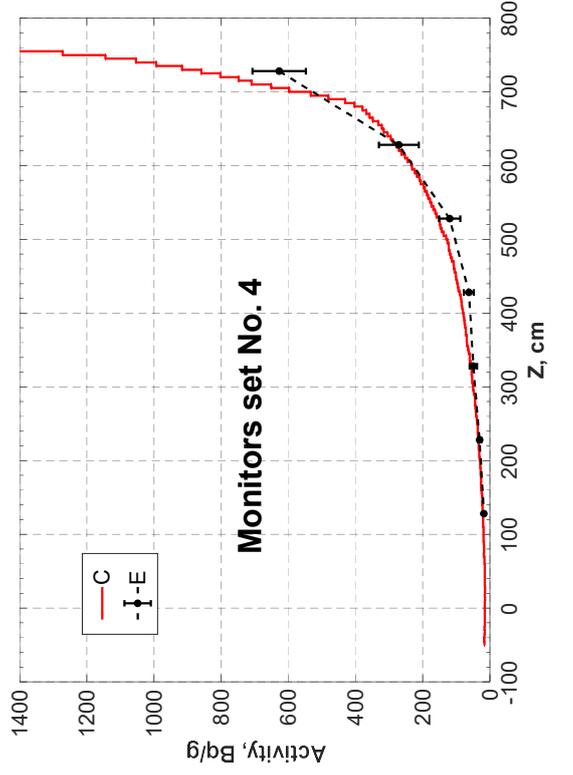
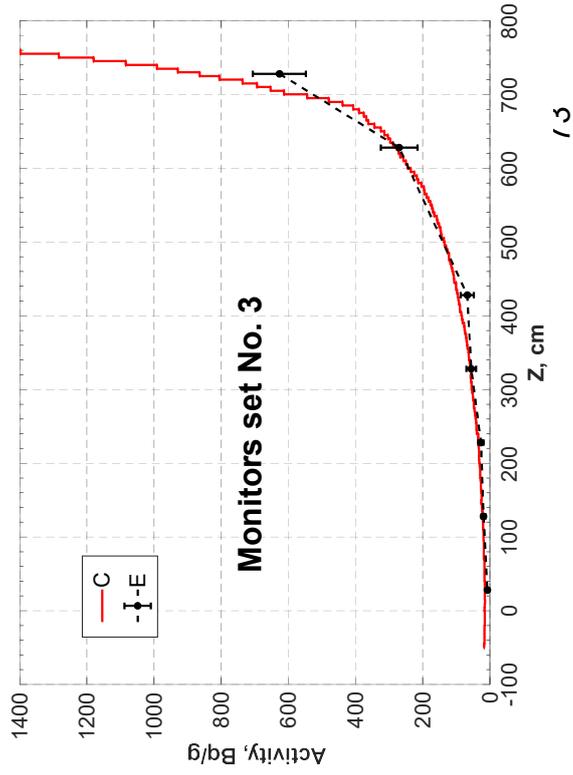
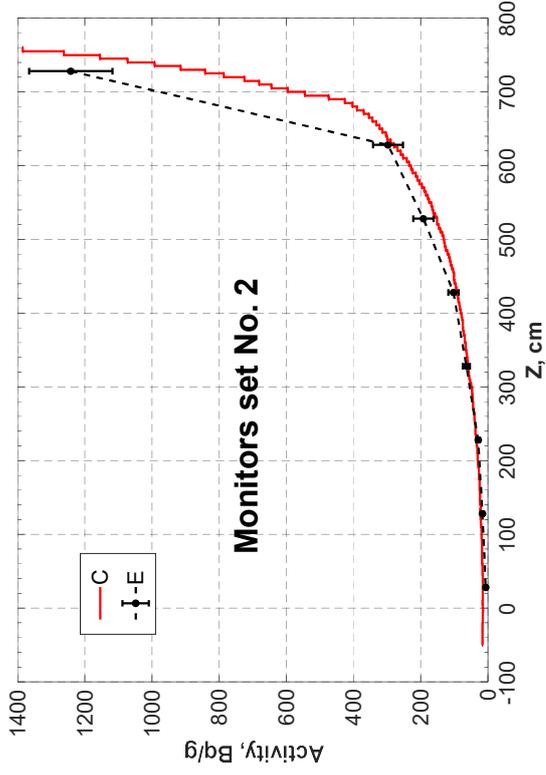
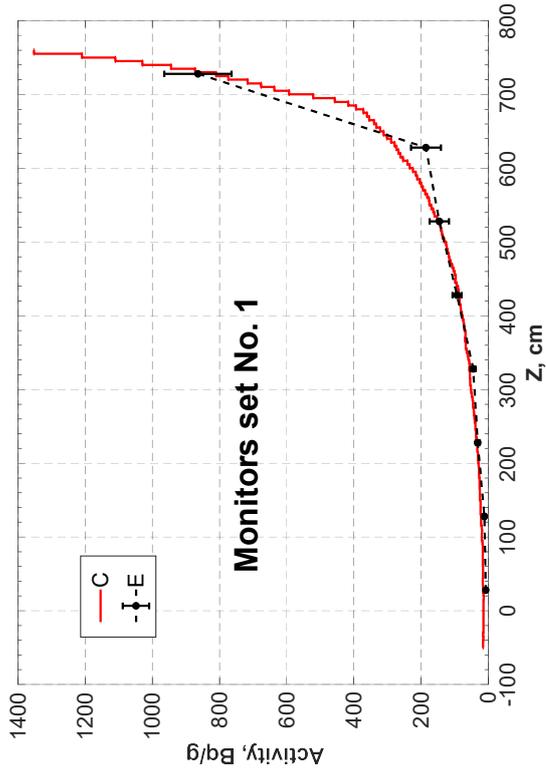
$^{113}\text{In} (n,\gamma) ^{114m}\text{In}$



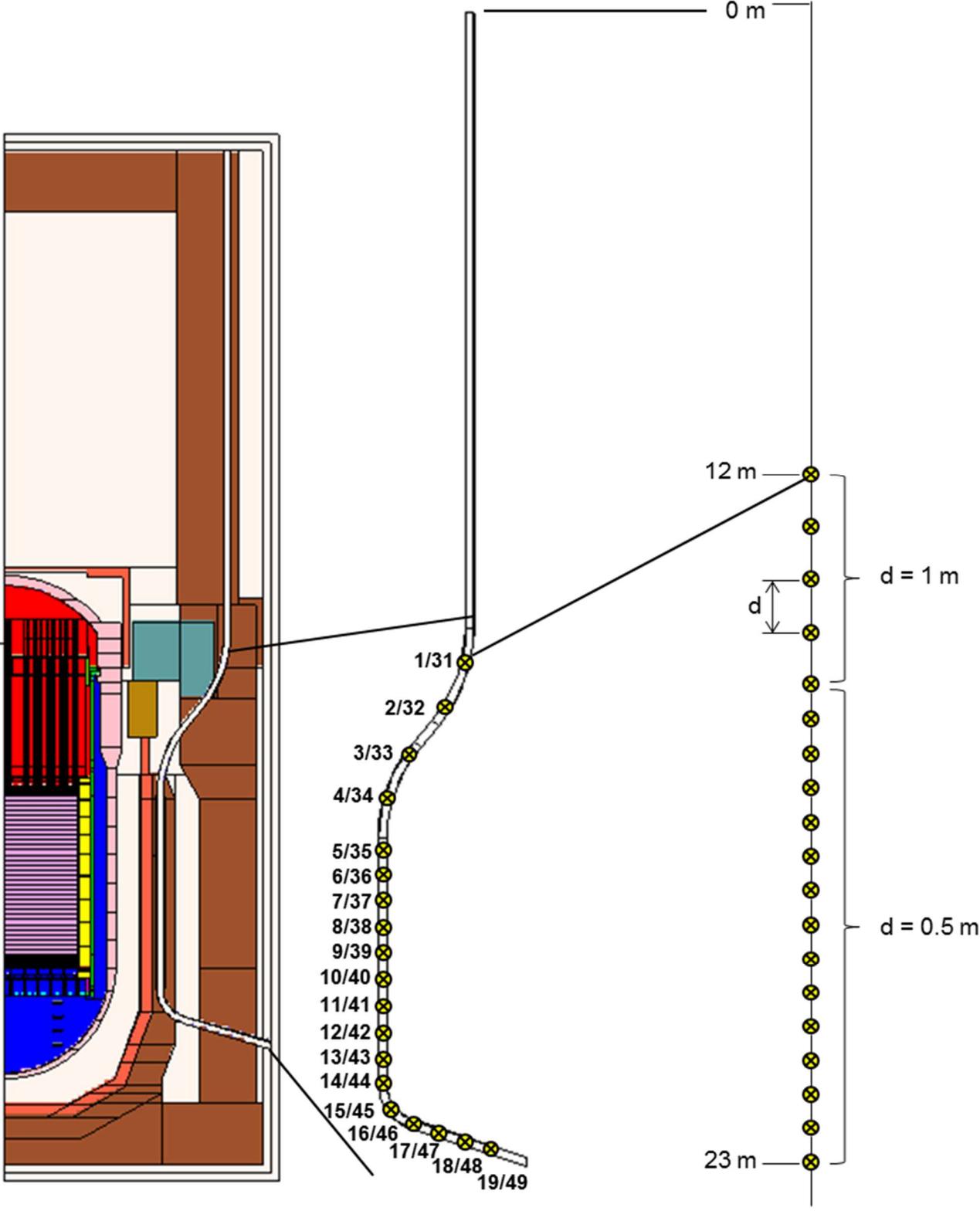
^{112}Sn (n,γ) ^{113}Sn



^{124}Sn (n,γ) ^{125}Sb



KKW2 – Monitorpositionen Messkammerführungsrohr



KKW2 - Zyklus 1

Messkammerführungsrohr – Halber Zyklus (A)

| Metall Nuklid Probe | Ti | | Fe | | Fe | | Ni | | Ni | | Cu | | Zn | | In | | Sn | |
|---------------------------|------|------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|---------|--------|------|--------|--------|--------|------|-------|------|------|
| | Bq/g | Δ(%) | Mn-54 | Fe-59 | Co-57 | Co-58 | Co-60 | Zn-65 | In-114m | Sn-113 | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) |
| 1 | <NWG | | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | 14 | 36 | 58 | 21 | <NWG | | | | | | |
| 2 | <NWG | | <NWG | 41 | 11 | 19 | <NWG | 12 | 19 | <NWG | | 7 | 4554 | 14 | 86 | 13 | | |
| 3 | 6,1 | 17 | 7,8 | 347 | 6 | 2,5 | 39 | 305 | 9 | <NWG | | 6 | 117862 | 14 | 2398 | 12 | | |
| 4 | 13 | 12 | 16 | 475 | 6 | 8,3 | 24 | 602 | 8 | 0,5 | 41 | 22776 | 6 | 166667 | 14 | 3421 | 12 | |
| 5 | 28 | 12 | 38 | 1840 | 6 | 15 | 20 | 1218 | 8 | 1,4 | 31 | 73574 | 6 | 399581 | 14 | 6624 | 12 | |
| 6 | 48 | 11 | 57 | 3302 | 6 | 25 | 18 | 1916 | 8 | 2,1 | 27 | 128606 | 6 | 540523 | 14 | 9596 | 12 | |
| 7 | 54 | 8 | 77 | 4010 | 6 | 28 | 17 | 2290 | 8 | 2,9 | 19 | 151527 | 6 | 686818 | 14 | 12186 | 12 | |
| 8 | 60 | 9 | 91 | 4535 | 6 | 36 | 16 | 3232 | 8 | 2,8 | 21 | 164753 | 6 | 746224 | 14 | 12201 | 12 | |
| 9 | 62 | 8 | 79 | 4448 | 6 | 35 | 16 | 2957 | 8 | 3,6 | 18 | 168560 | 6 | 695526 | 14 | 10966 | 12 | |
| 10 | 59 | 8 | 66 | 3847 | 6 | 38 | 15 | 3142 | 8 | 2,8 | 21 | 156267 | 6 | 623537 | 14 | 8429 | 12 | |
| 11 | 55 | 9 | 78 | 3700 | 6 | 30 | 16 | 2223 | 8 | 3,0 | 19 | 145161 | 6 | 613062 | 14 | 10735 | 12 | |
| 12 | 40 | 9 | 49 | 3048 | 6 | 26 | 17 | 1964 | 8 | 2,4 | 23 | 111628 | 6 | 486990 | 14 | 8028 | 12 | |
| 13 | 31 | 11 | 38 | 2011 | 6 | 11 | 24 | 1302 | 8 | 1,2 | 38 | 78016 | 6 | 352497 | 14 | 5646 | 12 | |
| 14 | 16 | 11 | 20 | 1198 | 6 | 8 | 25 | 687 | 8 | 0,6 | 41 | 43193 | 6 | 192320 | 14 | 3443 | 12 | |
| 15 | 5,2 | 12 | 6,0 | 530 | 6 | 2,7 | 25 | 201 | 8 | 0,3 | 36 | 18940 | 6 | 84361 | 14 | 1142 | 12 | |
| 16 | <NWG | | 0,6 | 92 | 11 | 0,5 | 36 | 25 | 19 | <NWG | | 3222 | 6 | 10028 | 14 | 107 | 12 | |
| 17 | <NWG | | <NWG | 59 | 8 | <NWG | | 8,6 | 16 | <NWG | | 1798 | 7 | 4683 | 14 | 61 | 13 | |
| 18 | <NWG | | <NWG | 19 | 12 | <NWG | | 4,5 | 23 | <NWG | | 692 | 7 | 1509 | 14 | 20 | 14 | |
| 19 | <NWG | | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | | <NWG | <NWG | <NWG | | 28 | 24 | 59 | 26 | <NWG | | |
| NWG | 2 | | 0,5 | 3 | | 0,5 | | 2 | | 0,2 | | | | | | 5 | | |

NWG = Nachweisgrenze

KKW2 - Zyklus 1

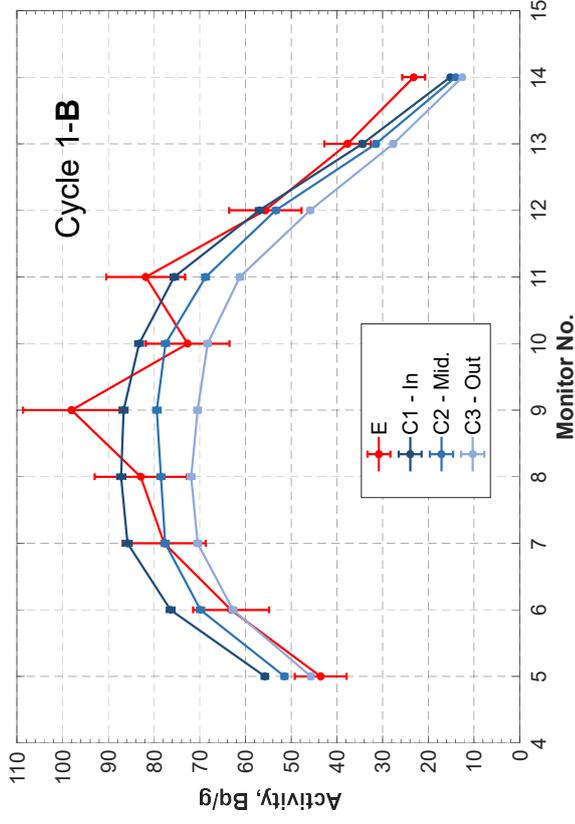
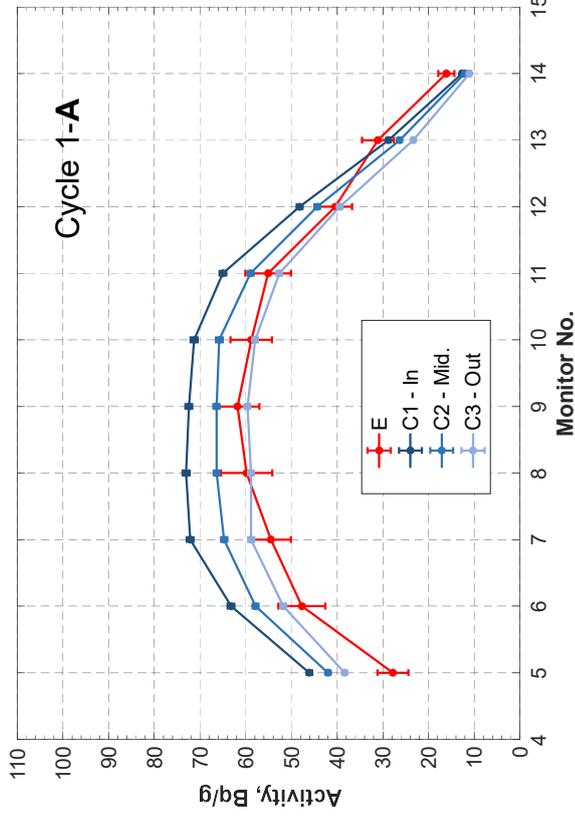
Messkammerführungsrohr – Ganzer Zyklus (B)

| Metall Nuklid Probe | Ti | | Fe | | Fe | | Ni | | Ni | | Cu | | Zn | | In | | Sn | |
|---------------------------|---------------|------|---------------|------|---------------|------|---------------|------|---------------|------|---------------|------|---------------|------|-----------------|------|-------|------|
| | Sc-46 Bq/g | Δ(%) | Mn-54 Bq/g | Δ(%) | Fe-59 Bq/g | Δ(%) | Co-57 Bq/g | Δ(%) | Co-58 Bq/g | Δ(%) | Co-60 Bq/g | Δ(%) | Zn-65 Bq/g | Δ(%) | In-114m Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) |
| 31 | <NWG | | 18 | 41 | 91 | 25 | <NWG | |
| 32 | <NWG | | <NWG | | 45 | 14 | <NWG | | 21 | 18 | <NWG | | 2535 | 7 | 8138 | 14 | 149 | 13 |
| 33 | 9,9 | 16 | 18 | 15 | 482 | 7 | 5,3 | 35 | 494 | 9 | <NWG | | 30494 | 6 | 176875 | 14 | 3862 | 12 |
| 34 | 20 | 11 | 37 | 14 | 632 | 7 | 15 | 26 | 982 | 9 | 0,8 | 34 | 43769 | 6 | 238108 | 14 | 6087 | 12 |
| 35 | 43 | 13 | 74 | 13 | 2476 | 6 | 37 | 20 | 2057 | 8 | 2,4 | 29 | 138401 | 6 | 566405 | 14 | 12140 | 12 |
| 36 | 63 | 13 | 109 | 12 | 4270 | 6 | 44 | 17 | 3180 | 8 | 3,8 | 28 | 252583 | 6 | 761148 | 14 | 17703 | 12 |
| 37 | 78 | 12 | 146 | 8 | 4930 | 6 | 63 | 16 | 3867 | 8 | 5,5 | 21 | 292297 | 6 | 891043 | 14 | 19695 | 12 |
| 38 | 83 | 12 | 141 | 10 | 5465 | 6 | 60 | 18 | 4107 | 8 | 5,8 | 22 | 301750 | 6 | 967052 | 14 | 20367 | 12 |
| 39 | 98 | 11 | 139 | 11 | 5320 | 6 | 73 | 16 | 4220 | 8 | 6,3 | 19 | 291942 | 6 | 948442 | 14 | 20494 | 12 |
| 40 | 73 | 13 | 127 | 12 | 5079 | 6 | 68 | 18 | 4133 | 8 | 6,3 | 20 | 298935 | 6 | 890186 | 14 | 19983 | 12 |
| 41 | 82 | 10 | 124 | 11 | 4174 | 6 | 57 | 17 | 3483 | 8 | 4,8 | 22 | 263995 | 6 | 795545 | 14 | 16598 | 12 |
| 42 | 56 | 14 | 88 | 12 | 3840 | 6 | 51 | 17 | 2734 | 8 | 2,9 | 32 | 202949 | 6 | 631619 | 14 | 13346 | 12 |
| 43 | 38 | 13 | 70 | 13 | 2544 | 6 | 23 | 25 | 1947 | 8 | 2,4 | 27 | 126778 | 6 | 434505 | 14 | 9048 | 12 |
| 44 | 23 | 11 | 36 | 16 | 1298 | 7 | 15 | 28 | 1042 | 9 | 1,4 | 22 | 80218 | 6 | 247506 | 14 | 5779 | 12 |
| 45 | 8,8 | 17 | 15 | 19 | 739 | 7 | 6,1 | 27 | 365 | 9 | 0,6 | 35 | 36032 | 6 | 128374 | 14 | 1817 | 12 |
| 46 | <NWG | | <NWG | | 36 | 37 | <NWG | | 45 | 15 | <NWG | | 6709 | 7 | 12150 | 14 | 227 | 13 |
| 47 | <NWG | | <NWG | | 69 | 10 | <NWG | | 13 | 20 | <NWG | | 3532 | 7 | 6505 | 14 | 108 | 13 |
| 48 | <NWG | | <NWG | | 19 | 25 | <NWG | | 3,2 | 67 | <NWG | | 124 | 28 | 2295 | 14 | 26 | 16 |
| 49 | <NWG | | 43 | 27 | 124 | 23 | <NWG | |
| NWG | 4 | | 4 | | 10 | | 1 | | 3 | | 0,5 | | | | | | 5 | |

NWG = Nachweisgrenze

Vergleiche zwischen den Messungen und Rechnungen

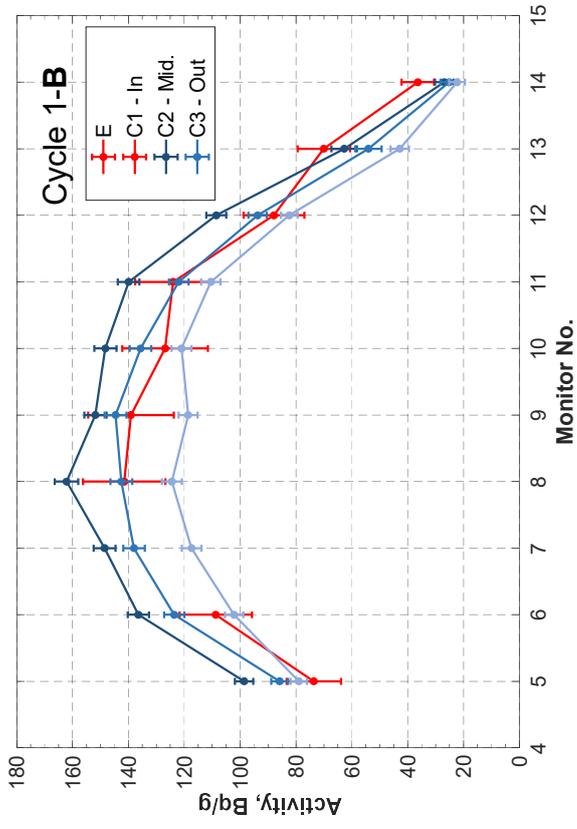
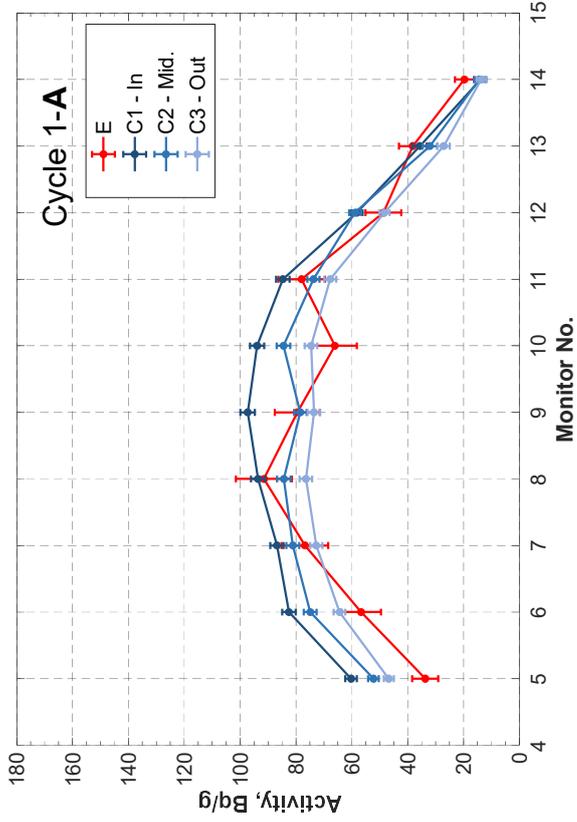
⁴⁶Ti (n,p) ⁴⁶Sc



| Cycle 1-A | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|--|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
| C1/E | | 1,66 | 1,33 | 1,32 | 1,22 | 1,17 | 1,21 | 1,18 | 1,19 | 0,93 | 0,79 |
| C2/E | | 1,51 | 1,21 | 1,19 | 1,11 | 1,07 | 1,12 | 1,07 | 1,10 | 0,85 | 0,75 |
| C3/E | | 1,38 | 1,09 | 1,08 | 0,98 | 0,96 | 0,99 | 0,96 | 0,98 | 0,75 | 0,69 |

| Cycle 1-B | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|--|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
| C1/E | | 1,28 | 1,21 | 1,10 | 1,05 | 0,88 | 1,15 | 0,92 | 1,02 | 0,91 | 0,65 |
| C2/E | | 1,18 | 1,11 | 1,00 | 0,95 | 0,81 | 1,07 | 0,84 | 0,96 | 0,84 | 0,60 |
| C3/E | | 1,05 | 0,99 | 0,91 | 0,87 | 0,72 | 0,94 | 0,75 | 0,82 | 0,73 | 0,54 |

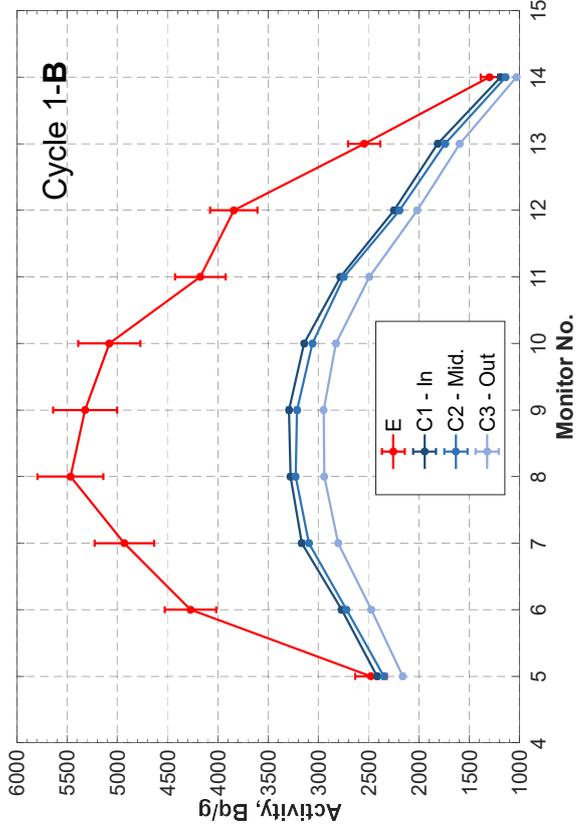
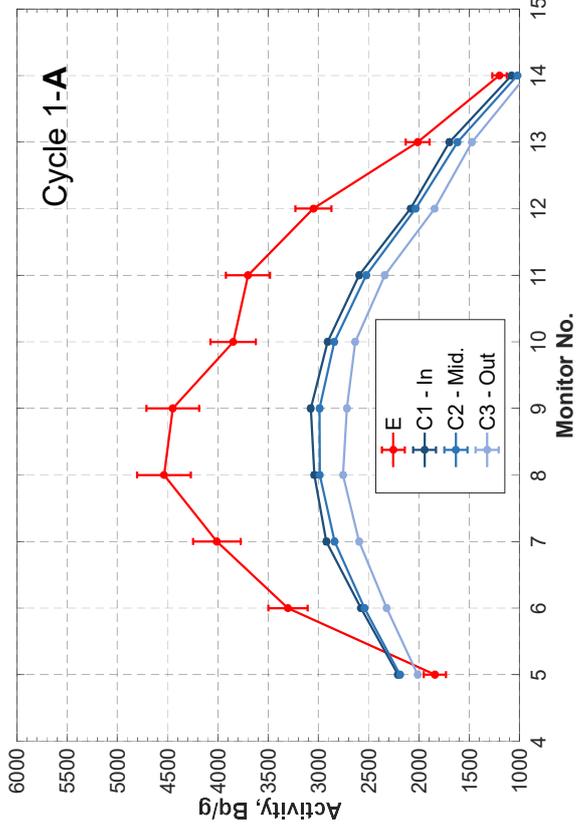
^{54}Fe (n,p) ^{54}Mn



| Cycle 1-A | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|----|
| Monitor No. | | | | | | | | | | | |
| C1/E | 1,79 | 1,46 | 1,13 | 1,02 | 1,22 | 1,42 | 1,09 | 1,19 | 0,93 | 0,71 | |
| C2/E | 1,55 | 1,32 | 1,06 | 0,92 | 0,99 | 1,28 | 0,95 | 1,21 | 0,84 | 0,73 | |
| C3/E | 1,39 | 1,14 | 0,95 | 0,84 | 0,93 | 1,13 | 0,87 | 0,99 | 0,71 | 0,69 | |

| Cycle 1-B | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|------|------|-------|------|------|------|------|------|------|------|----|
| Monitor No. | | | | | | | | | | | |
| C1/E | 1,34 | 1,25 | | 1,15 | 1,09 | 1,17 | 1,13 | 1,23 | 0,90 | 0,74 | |
| C2/E | 1,17 | 1,14 | ----- | 1,01 | 1,04 | 1,07 | 0,98 | 1,07 | 0,77 | 0,69 | |
| C3/E | 1,07 | 0,94 | | 0,88 | 0,85 | 0,95 | 0,89 | 0,94 | 0,61 | 0,61 | |

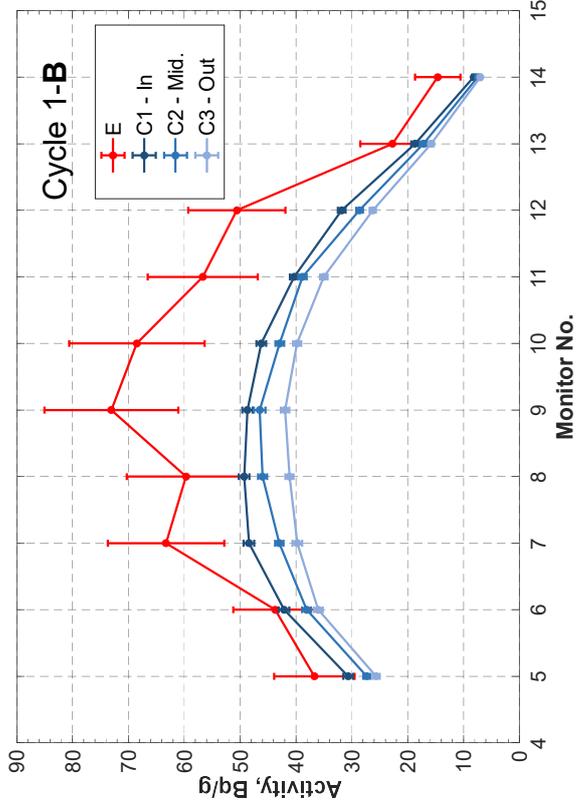
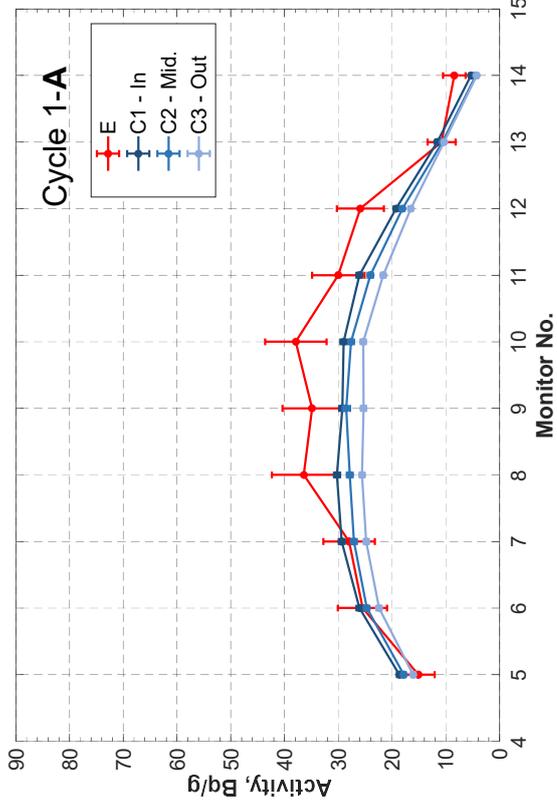
^{58}Fe (n, γ) ^{59}Fe



| Cycle 1-A | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|--|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | | | | | | | | | | | |
| C1/E | | 1,20 | 0,78 | 0,73 | 0,67 | 0,69 | 0,76 | 0,70 | 0,68 | 0,84 | 0,90 |
| C2/E | | 1,19 | 0,77 | 0,71 | 0,66 | 0,67 | 0,74 | 0,68 | 0,67 | 0,80 | 0,85 |
| C3/E | | 1,09 | 0,70 | 0,65 | 0,61 | 0,61 | 0,68 | 0,63 | 0,60 | 0,73 | 0,78 |

| Cycle 1-B | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|--|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | | | | | | | | | | | |
| C1/E | | 0,98 | 0,65 | 0,64 | 0,60 | 0,62 | 0,62 | 0,67 | 0,58 | 0,71 | 0,92 |
| C2/E | | 0,95 | 0,64 | 0,63 | 0,59 | 0,60 | 0,60 | 0,66 | 0,57 | 0,68 | 0,88 |
| C3/E | | 0,87 | 0,58 | 0,57 | 0,54 | 0,55 | 0,56 | 0,60 | 0,52 | 0,63 | 0,79 |

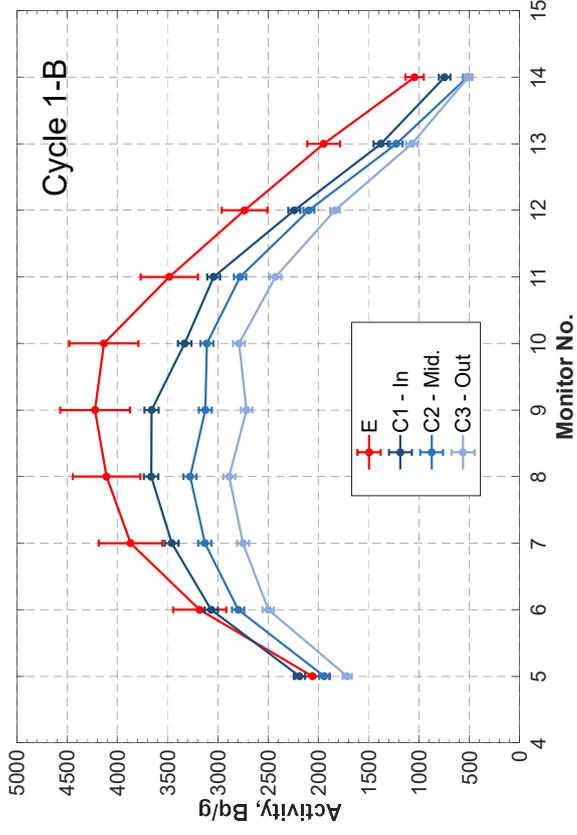
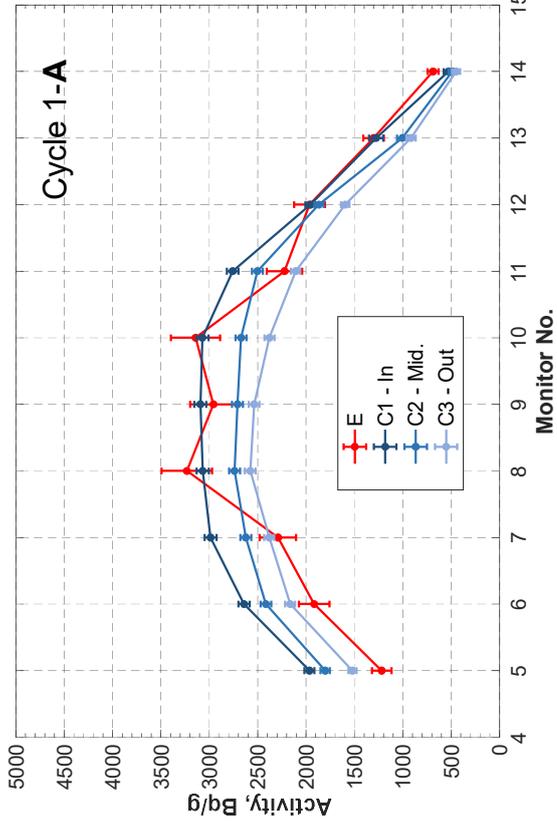
^{58}Ni (n,np) ^{57}Co



| Cycle 1-A | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|--|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | | | | | | | | | | | |
| C1/E | | 1,23 | 1,02 | 1,05 | 0,83 | 0,84 | 0,77 | 0,87 | 0,74 | 1,07 | 0,63 |
| C2/E | | 1,18 | 0,97 | 0,97 | 0,77 | 0,82 | 0,73 | 0,80 | 0,70 | 0,99 | 0,52 |
| C3/E | | 1,06 | 0,88 | 0,89 | 0,70 | 0,73 | 0,67 | 0,72 | 0,64 | 0,96 | 0,50 |

| Cycle 1-B | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|--|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | | | | | | | | | | | |
| C1/E | | 0,84 | 0,96 | 0,77 | 0,83 | 0,67 | 0,67 | 0,71 | 0,63 | 0,82 | 0,56 |
| C2/E | | 0,75 | 0,87 | 0,68 | 0,77 | 0,64 | 0,63 | 0,69 | 0,57 | 0,76 | 0,51 |
| C3/E | | 0,70 | 0,82 | 0,63 | 0,69 | 0,57 | 0,58 | 0,62 | 0,52 | 0,69 | 0,48 |

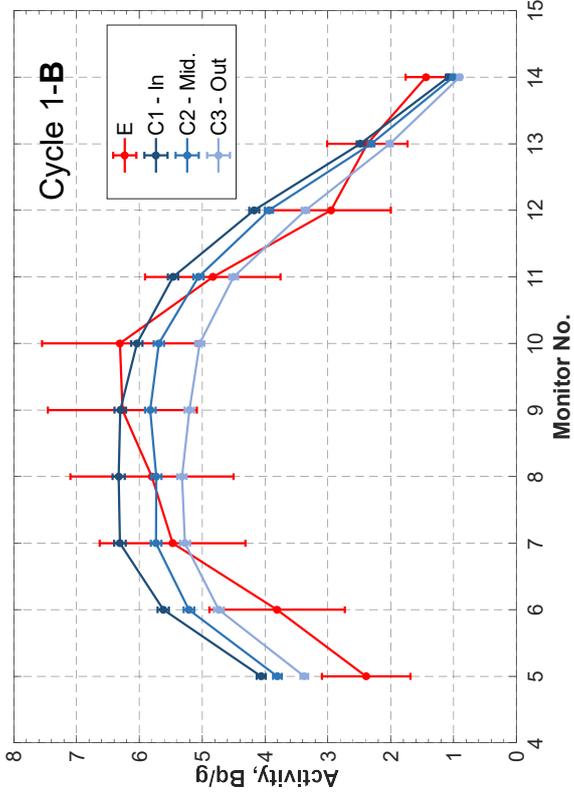
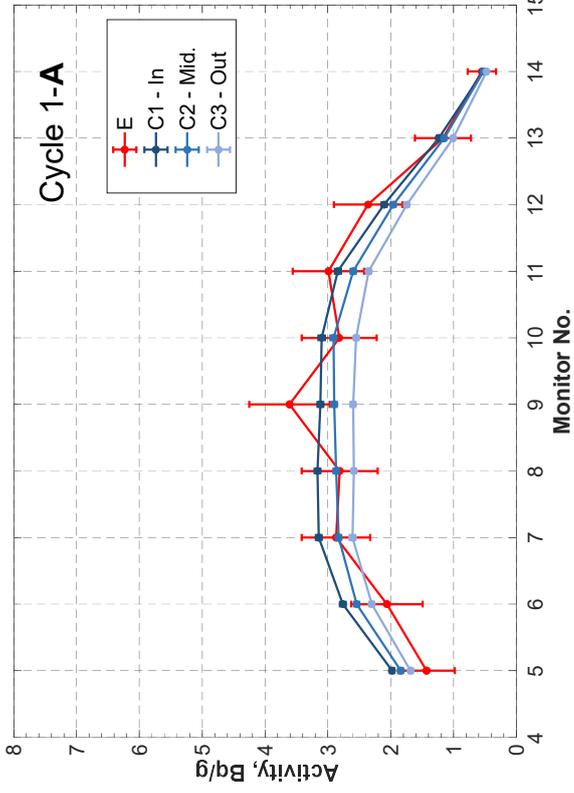
^{58}Ni (n,p) ^{58}Co



| Cycle 1-A | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | C1/E | 1,61 | 1,38 | 1,30 | 0,95 | 1,05 | 0,98 | 1,24 | 1,00 | 0,98 | 0,77 |
| | C2/E | 1,48 | 1,26 | 1,15 | 0,85 | 0,92 | 0,85 | 1,13 | 0,95 | 0,77 | 0,71 |
| | C3/E | 1,25 | 1,13 | 1,04 | 0,80 | 0,86 | 0,76 | 0,95 | 0,81 | 0,70 | 0,65 |

| Cycle 1-B | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | C1/E | 1,06 | 0,96 | 0,89 | 0,89 | 0,87 | 0,81 | 0,87 | 0,82 | 0,71 | 0,72 |
| | C2/E | 0,94 | 0,88 | 0,81 | 0,80 | 0,74 | 0,75 | 0,80 | 0,77 | 0,63 | 0,50 |
| | C3/E | 0,83 | 0,79 | 0,71 | 0,70 | 0,64 | 0,67 | 0,70 | 0,67 | 0,55 | 0,49 |

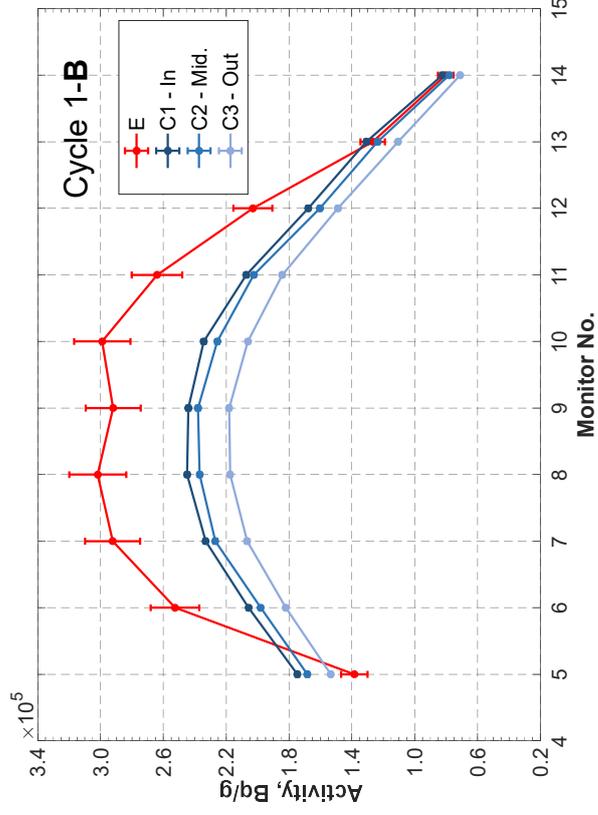
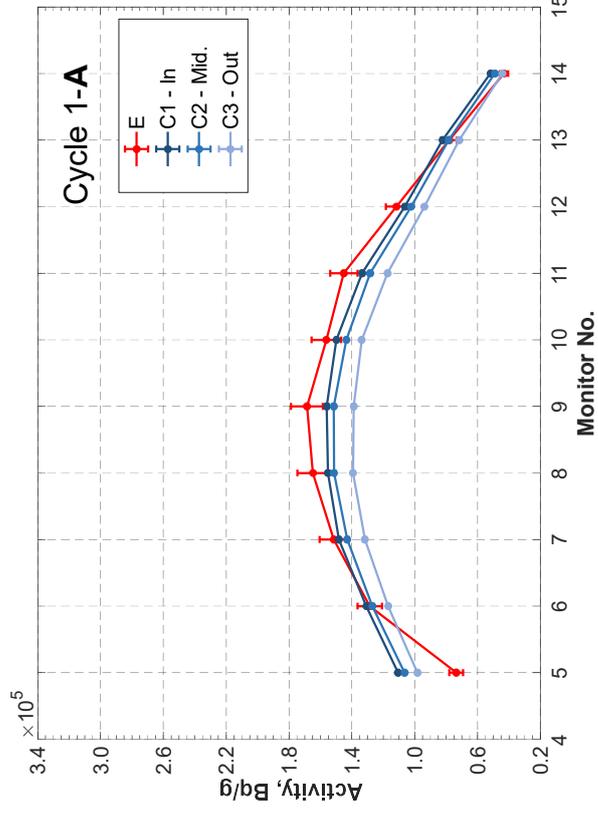
$^{63}\text{Cu} (n,\alpha) ^{60}\text{Co}$



| Cycle 1-A | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|--|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | | | | | | | | | | | |
| C1/E | | 1,38 | 1,34 | 1,10 | 1,13 | 0,86 | 1,10 | 0,95 | 0,89 | 1,06 | 0,97 |
| C2/E | | 1,29 | 1,23 | 0,99 | 1,02 | 0,80 | 1,03 | 0,87 | 0,83 | 0,98 | 0,95 |
| C3/E | | 1,18 | 1,12 | 0,91 | 0,92 | 0,72 | 0,90 | 0,79 | 0,74 | 0,86 | 0,86 |

| Cycle 1-B | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|--|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | | | | | | | | | | | |
| C1/E | | 1,70 | 1,48 | 1,15 | 1,09 | 1,01 | 0,96 | 1,13 | 1,41 | 1,05 | 0,75 |
| C2/E | | 1,59 | 1,37 | 1,05 | 0,99 | 0,93 | 0,90 | 1,05 | 1,34 | 0,97 | 0,70 |
| C3/E | | 1,41 | 1,24 | 0,96 | 0,92 | 0,83 | 0,80 | 0,93 | 1,14 | 0,85 | 0,63 |

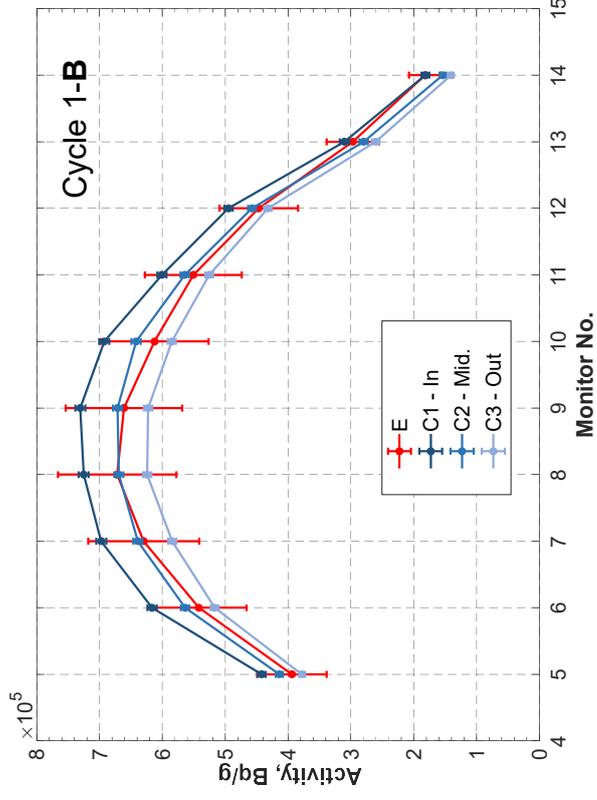
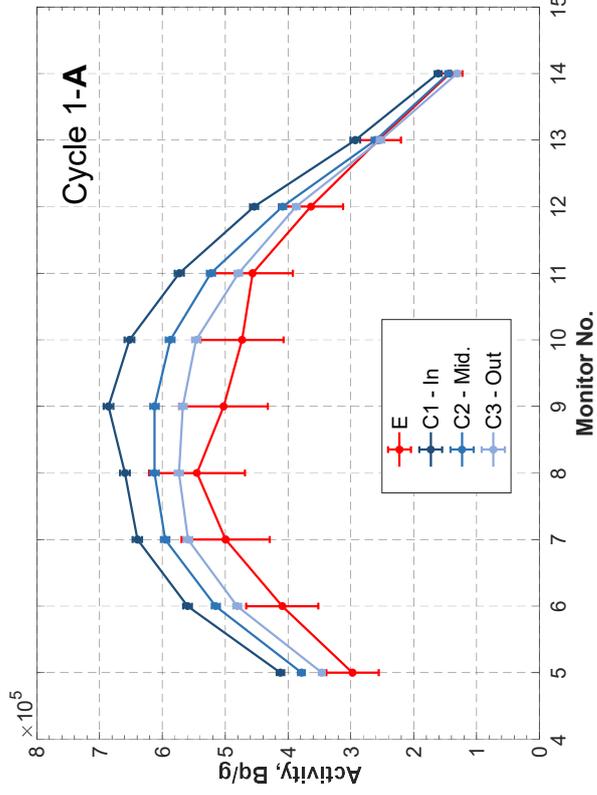
$^{64}\text{Zn} (n, \gamma) ^{65}\text{Zn}$



| Cycle 1-A | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|--|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
| C1/E | | 1,50 | 1,02 | 0,98 | 0,94 | 0,93 | 0,96 | 0,92 | 0,95 | 1,05 | 1,20 |
| C2/E | | 1,45 | 0,99 | 0,94 | 0,92 | 0,90 | 0,92 | 0,88 | 0,92 | 1,00 | 1,13 |
| C3/E | | 1,34 | 0,91 | 0,87 | 0,85 | 0,82 | 0,86 | 0,81 | 0,84 | 0,92 | 1,02 |

| Cycle 1-B | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|--|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
| C1/E | | 1,26 | 0,81 | 0,80 | 0,81 | 0,84 | 0,78 | 0,78 | 0,83 | 1,03 | 1,03 |
| C2/E | | 1,22 | 0,78 | 0,78 | 0,79 | 0,82 | 0,75 | 0,77 | 0,79 | 0,98 | 0,97 |
| C3/E | | 1,11 | 0,72 | 0,71 | 0,72 | 0,75 | 0,69 | 0,70 | 0,73 | 0,87 | 0,89 |

$^{113}\text{In} (n,\gamma) ^{114\text{m}}\text{In}$



| Cycle 1-A | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | C1/E | 1,39 | 1,37 | 1,28 | 1,21 | 1,36 | 1,38 | 1,26 | 1,25 | 1,14 | 1,13 |
| | C2/E | 1,27 | 1,26 | 1,19 | 1,12 | 1,22 | 1,24 | 1,15 | 1,12 | 1,02 | 1,01 |
| | C3/E | 1,16 | 1,18 | 1,12 | 1,05 | 1,13 | 1,15 | 1,05 | 1,06 | 0,99 | 0,92 |

| Cycle 1-B | | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
|-------------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|------|
| Monitor No. | C1/E | 1,12 | 1,14 | 1,11 | 1,08 | 1,11 | 1,13 | 1,09 | 1,11 | 1,05 | 1,00 |
| | C2/E | 1,05 | 1,04 | 1,02 | 1,00 | 1,02 | 1,05 | 1,02 | 1,02 | 0,94 | 0,84 |
| | C3/E | 0,96 | 0,95 | 0,93 | 0,93 | 0,94 | 0,96 | 0,95 | 0,97 | 0,88 | 0,77 |

KKW2 - Zyklus 2

Messkammerführungsrohr – Halber Zyklus

| Metall Nuklid | Ti | | Fe | | Fe | | Ni | | Ni | | Cu | | Zn | | In | | Sn | |
|------------------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|--------|---------|--------|------|-------|------|------|------|------|------|------|
| | Sc-46 | Mn-54 | Fe-54 | Fe-59 | Co-57 | Co-58 | Co-60 | Zn-65 | In-114m | Sn-113 | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) |
| 1 | <NWG | 19 | 24 | 72 | 16 | 0,9 | 42 | | | | | |
| 2 | <NWG | <NWG | 36 | 10 | <NWG | 14 | 12 | 1578 | 7 | 5327 | 14 | 95 | 13 | | | | | |
| 3 | <NWG | 7 | 28 | 347 | <NWG | 355 | 8 | 19449 | 6 | 130332 | 14 | 2824 | 12 | | | | | |
| 4 | <NWG | 18 | 24 | 466 | 6,7 | 37 | 8 | 26991 | 6 | 181754 | 14 | 4251 | 12 | | | | | |
| 5 | 30 | 9 | 41 | 339 | 11 | 34 | 8 | 90671 | 6 | 409299 | 14 | 8671 | 12 | | | | | |
| 6 | 52 | 7 | 79 | 14 | 33 | 20 | 8 | 161936 | 6 | 607255 | 14 | 12132 | 12 | | | | | |
| 7 | 69 | 7 | 87 | 16 | 30 | 25 | 8 | 181818 | 6 | 724828 | 14 | 15429 | 12 | | | | | |
| 8 | 66 | 8 | 103 | 23 | 33 | 33 | 8 | 196752 | 6 | 746827 | 14 | 15383 | 12 | | | | | |
| 9 | 74 | 12 | 132 | 16 | 32 | 33 | 8 | 214799 | 6 | 733684 | 14 | 15895 | 12 | | | | | |
| 10 | 76 | 12 | 100 | 18 | 32 | 30 | 8 | 197258 | 6 | 712153 | 14 | 14658 | 12 | | | | | |
| 11 | 73 | 9 | 111 | 14 | 25 | 36 | 8 | 174330 | 6 | 663994 | 14 | 13877 | 12 | | | | | |
| 12 | 54 | 10 | 74 | 18 | 18 | 34 | 8 | 143750 | 6 | 514370 | 14 | 10739 | 12 | | | | | |
| 13 | 39 | 8 | 44 | 22 | 16 | 31 | 8 | 89019 | 6 | 375250 | 14 | 7367 | 12 | | | | | |
| 14 | 20 | 10 | 19 | 28 | 10 | 28 | 8 | 49339 | 6 | 222066 | 14 | 4297 | 12 | | | | | |
| 15 | 4,6 | 33 | 6,0 | 36 | 2,8 | 40 | 8 | 25228 | 6 | 98776 | 14 | 1628 | 12 | | | | | |
| 16 | <NWG | <NWG | 102 | 7 | <NWG | 31 | 10 | 4001 | 7 | 10111 | 14 | 161 | 13 | | | | | |
| 17 | <NWG | <NWG | 61 | 8 | <NWG | 2,5 | 46 | 2383 | 7 | 5250 | 14 | 79 | 13 | | | | | |
| 18 | <NWG | <NWG | 17 | 17 | <NWG | 4,2 | 24 | 856,6 | 7 | 1776 | 14 | 27 | 13 | | | | | |
| 19 | <NWG | 7,0 | 53 | 78 | 16 | 1,9 | 23 | | | | | |
| NWG | 2 | 1 | 3 | 1 | 1 | 1 | 1 | | | | | | | | | | | |

NWG = Nachweisgrenze

KKW2 - Zyklus 2

Messkammerführungsrohr – Ganzer Zyklus

| Metall Nuklid Probe | Ti | | Fe | | Fe | | Ni | | Ni | | Cu | | Zn | | In | | Sn | |
|---------------------------|---------------|------|---------------|------|---------------|------|---------------|------|---------------|------|---------------|------|---------------|------|-----------------|------|----------------|------|
| | Sc-46 Bq/g | Δ(%) | Mn-54 Bq/g | Δ(%) | Fe-59 Bq/g | Δ(%) | Co-57 Bq/g | Δ(%) | Co-58 Bq/g | Δ(%) | Co-60 Bq/g | Δ(%) | Zn-65 Bq/g | Δ(%) | In-114m Bq/g | Δ(%) | Sn-113 Bq/g | Δ(%) |
| 31 | <NWG | | 18 | 41 | 91 | 25 | <NWG | |
| 32 | <NWG | | <NWG | | 45 | 14 | <NWG | | 21 | 18 | <NWG | | 2535 | 7 | 8138 | 14 | 149 | 13 |
| 33 | 9,9 | 16 | 18 | 15 | 482 | 7 | 5,3 | 35 | 494 | 9 | <NWG | | 30494 | 6 | 176875 | 14 | 3862 | 12 |
| 34 | 20 | 11 | 37 | 14 | 632 | 7 | 15 | 26 | 982 | 9 | 0,8 | 34 | 43769 | 6 | 238108 | 14 | 6087 | 12 |
| 35 | 43 | 13 | 74 | 13 | 2476 | 6 | 37 | 20 | 2057 | 8 | 2,4 | 29 | 138401 | 6 | 566405 | 14 | 12140 | 12 |
| 36 | 63 | 13 | 109 | 12 | 4270 | 6 | 44 | 17 | 3180 | 8 | 3,8 | 28 | 252583 | 6 | 761148 | 14 | 17703 | 12 |
| 37 | 78 | 12 | 146 | 8 | 4930 | 6 | 63 | 16 | 3867 | 8 | 5,5 | 21 | 292297 | 6 | 891043 | 14 | 19695 | 12 |
| 38 | 83 | 12 | 141 | 10 | 5465 | 6 | 60 | 18 | 4107 | 8 | 5,8 | 22 | 301750 | 6 | 967052 | 14 | 20367 | 12 |
| 39 | 98 | 11 | 139 | 11 | 5320 | 6 | 73 | 16 | 4220 | 8 | 6,3 | 19 | 291942 | 6 | 948442 | 14 | 20494 | 12 |
| 40 | 73 | 13 | 127 | 12 | 5079 | 6 | 68 | 18 | 4133 | 8 | 6,3 | 20 | 298935 | 6 | 890186 | 14 | 19983 | 12 |
| 41 | 82 | 10 | 124 | 11 | 4174 | 6 | 57 | 17 | 3483 | 8 | 4,8 | 22 | 263995 | 6 | 795545 | 14 | 16598 | 12 |
| 42 | 56 | 14 | 88 | 12 | 3840 | 6 | 51 | 17 | 2734 | 8 | 2,9 | 32 | 202949 | 6 | 631619 | 14 | 13346 | 12 |
| 43 | 38 | 13 | 70 | 13 | 2544 | 6 | 23 | 25 | 1947 | 8 | 2,4 | 27 | 126778 | 6 | 434505 | 14 | 9048 | 12 |
| 44 | 23 | 11 | 36 | 16 | 1298 | 7 | 15 | 28 | 1042 | 9 | 1,4 | 22 | 80218 | 6 | 247506 | 14 | 5779 | 12 |
| 45 | 8,8 | 17 | 15 | 19 | 739 | 7 | 6,1 | 27 | 365 | 9 | 0,6 | 35 | 36032 | 6 | 128374 | 14 | 1817 | 12 |
| 46 | <NWG | | <NWG | | 36 | 37 | <NWG | | 45 | 15 | <NWG | | 6709 | 7 | 12150 | 14 | 227 | 13 |
| 47 | <NWG | | <NWG | | 69 | 10 | <NWG | | 13 | 20 | <NWG | | 3532 | 7 | 6505 | 14 | 108 | 13 |
| 48 | <NWG | | <NWG | | 19 | 25 | <NWG | | 3,2 | 67 | <NWG | | 124 | 28 | 2295 | 14 | 26 | 16 |
| 49 | <NWG | | 43 | 27 | 124 | 23 | <NWG | |
| NWG | 4 | | 4 | | 10 | | 1 | | 3 | | 0,5 | | | | | | 5 | |

NWG = Nachweisgrenze

KKW2 - Zyklus 3

Messkammerführungsrohr – Halber Zyklus

| Metall Nuk- lid | Ti | | Fe | | Fe-59 | | Ni | | Ni | | Cu | | Zn | | In | | Sn | | Ta | |
|-----------------------|-------|-------|-------|------|-------|------|-------|------|-------|------|-------|------|---------|--------|---------|--------|--------|------|------|--------|
| | Sc-46 | Mn-54 | Fe-59 | | Co-57 | | Co-58 | | Co-60 | | Zn-65 | | In-114m | | Sn-113 | | Ta-182 | | | |
| Probe | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) | Bq/g | Δ(%) |
| 1 | <NWG | <NWG | 1 | 45 | 29 | 49 | <NWG | <NWG | 15 | 17 | <NWG | 30 | 17 | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | 81 | 10 |
| 2 | <NWG | <NWG | 8 | 438 | 8 | 8 | 4,9 | 12 | 412 | 6 | 0,8 | 34 | 2027 | 7 | 8933 | 9 | 25 | 7 | 8084 | 6 |
| 3 | 8 | 19 | 11 | 8 | 438 | 8 | 8 | 19 | 8 | 1516 | 6 | 1,7 | 12 | 32997 | 6 | 177413 | 8 | 669 | 6 | 201800 |
| 4 | 19 | 10 | 23 | 7 | 568 | 8 | 8 | 19 | 8 | 1758 | 7 | 4,3 | 11 | 111014 | 6 | 231740 | 8 | 601 | 6 | |
| 5 | 33 | 22 | 49 | 9 | 2556 | 10 | 22 | 10 | 1758 | 7 | 7,1 | 9 | 221564 | 6 | 552963 | 7 | 927 | 7 | | |
| 6 | 54 | 16 | 78 | 12 | 4712 | 13 | 38 | 10 | 2756 | 8 | 7,9 | 9 | 227043 | 6 | 789976 | 7 | 1399 | 7 | | |
| 7 | 75 | 13 | 113 | 10 | 5320 | 12 | 48 | 10 | 3479 | 7 | 8,7 | 7 | 233747 | 6 | 919811 | 7 | 1571 | 7 | | |
| 8 | 89 | 8 | 106 | 11 | 5550 | 12 | 50 | 10 | 3615 | 7 | 8,4 | 8 | 233080 | 6 | 1011718 | 7 | 1488 | 7 | | |
| 9 | 87 | 10 | 117 | 10 | 5826 | 11 | 53 | 9 | 3563 | 7 | 8,0 | 8 | 227403 | 6 | 1014592 | 7 | 1528 | 7 | | |
| 10 | 77 | 12 | 112 | 10 | 5342 | 12 | 46 | 10 | 3406 | 7 | 8,0 | 8 | 227403 | 6 | 933182 | 7 | 1493 | 7 | | |
| 11 | 77 | 13 | 95 | 11 | 4677 | 14 | 42 | 10 | 3318 | 7 | 6,9 | 9 | 200744 | 6 | 863481 | 7 | 1255 | 7 | | |
| 12 | 64 | 12 | 73 | 12 | 4038 | 13 | 33 | 11 | 2588 | 8 | 6,1 | 9 | 156846 | 6 | 675035 | 7 | 1052 | 7 | | |
| 13 | 52 | 14 | 51 | 11 | 2862 | 12 | 24 | 9 | 1749 | 7 | 4,2 | 11 | 106653 | 6 | 488372 | 7 | 791 | 7 | | |
| 14 | 18 | 11 | 24 | 8 | 1498 | 8 | 11 | 13 | 872 | 8 | 1,7 | 12 | 54162 | 6 | 276062 | 8 | 610 | 7 | | |
| 15 | 7 | 22 | 8 | 8 | 674 | 7 | 5,2 | 11 | 293 | 7 | 0,5 | 26 | 25928 | 6 | 130299 | 8 | 227 | 7 | | |
| 16 | <NWG | <NWG | 1 | 25 | 139 | 13 | 0,7 | 23 | 37 | 11 | 0,2 | 44 | 4636 | 7 | 12497 | 11 | 36 | 7 | | |
| 17 | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | 58 | 27 | <NWG | <NWG | 19 | 19 | <NWG | 7 | 2685 | 7 | 6716 | 9 | 19 | 7 | 7500 | 6 |
| 18 | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | 4,1 | 45 | <NWG | 7 | 888 | 7 | 2323 | 13 | 4,8 | 8 | 2490 | 7 |
| 19 | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | <NWG | 12 | 55 | <NWG | <NWG | 0,3 | 48 | 109 | 9 | |
| NWG | 0,2 | 0,1 | 0,1 | 3 | 0,5 | 0,4 | 0,1 | 10 | 0,1 | 0,1 | 10 | 0,1 | 0,1 | 0,1 | 0,1 | 0,1 | 0,1 | 0,1 | 0,1 | 0,1 |

NWG = Nachweisgrenze

