# Rechnerische Bestimmung und Validierung von Aktivierungsaktivitäten für die Rückbau- und Entsorgungsplanung von Leichtwasserreaktoren

Peter-W. Phlippen, Luc Schlömer, Roger Vallentin, Bernard Lukas und Stefan Palm

## 1 Einleitung

Der Rückbau von Kernkraftwerken erstreckt sich über einen Zeitraum von bis zu zwei Jahrzehnten. Um finanzielle und personelle Ressourcen für diesen langen Zeitraum gesichert bereitstellen zu können, ist eine möglichst umfassende vorauslaufende sowie begleitende Kostenplanung erforderlich. Nach dem Betriebsende wird die Brennstofffreiheit als wichtiger Meilenstein mit der Entsorgung des letzten Brennelements in der Regel innerhalb von fünf Jahren erreicht. Danach bestimmen die Einbauten des Reaktordruckbehälters und der Reaktordruckbehälter (RDB) selbst gefolgt vom biologischen Schild (Bioschild) das Aktivitätsinventar der Anlage. Üblicherweise erfolgt vorauslaufend zum Rückbau deutscher Kernkraftwerke eine Dekontamination der am stärksten kontaminierten nuklearen Systemkomponenten. Dadurch werden die auf den Oberflächen von Strukturen und Rohrleitungen anhaftenden Ablagerungen entfernt. Danach beschränken sich die verbleibenden Aktivitätsinventare fast ausschließlich auf durch Neutronenstrahlung aktivierten Radionuklide, die fest in den jeweiligen Strukturen gebunden sind. Als bestimmend für die Dosisleistung sind das Nuklid Co-60 sowie zusätzlich gegebenenfalls Eu-152 und Eu-154 in aktivierten Betonstrukturen zu nennen, während darüber hinaus Nuklide wie Fe-55, Ni-63 und im Beton zusätzlich auch H-3 zur Gesamtaktivität der Bauteile wesentlich beitragen. Ferner steht das Nuklid C-14 als in seiner Aktivität im Endlager *Konrad [1]* absolut beschränktes Nuklid im Blickpunkt.

Für die Planungen zur Verpackung und Entsorgung der verbleibenden radioaktiven Inhalte sind die Kenntnis der komponentenweisen räumlichen Aktivitätsverteilung und die Nuklidzusammensetzung innerhalb der Bauteile von entscheidender Bedeutung. Diese Informationen gehen sowohl in die Beantragung der Rückbaugenehmigung als auch in die Erstellung von Rückbau- und Entsorgungskonzepten bis hin zur Auswahl geeigneter Verpackungen oder Verwertungskonzepte ein. Darüber hinaus vermeidet eine frühzeitige und gesicherte Kenntnis der Aktivitätsinventare die Deklaration unnötig hoher (überkonservativ abgeschätzter) Aktivitätsinventare, also von Scheinaktivitäten, die sowohl die Aktivitätsgrenzen der Abfallzwischenläger als auch die des

Endlagers unnötig in Anspruch nehmen. Dies beeinflusst wiederum die Entwicklung von Verpackungskonzepten und letztlich die einzuplanenden Kosten für den Abbau und die Entsorgung der aktivierten Strukturen erheblich. In diesem Zusammenhang sind nicht nur die Aufwendungen für die Beschaffung von Verpackungen zu nennen, sondern es fallen auch Folgeaufwendungen für Beladung, Abfertigung, Transport, Lagerung, Lagergebäude, Dokumentation und Endlagerung an. Ferner unterstützt eine derartig detaillierte und umfassende Aktivitätsberechnung die frühzeitige Erstellung der Abfallgebindedokumentation als Voraussetzung zur Erlangung der Bestätigung der Endlagerfähigkeit des Abfallgebindes im Endlager *Konrad*. Dies wiederum wird Voraussetzung sein für die Entlassung des Abfallgebindes aus der Verantwortung des Kraftwerksbetreibers durch die Übergabe an eine Bundeseinrichtung.

Vor diesem Hintergrund wurde eine Berechnungsmethode, die eine zuverlässige und realitätsnahe Vorausberechnung der Nuklidinventare und -zusammensetzungen in den Komponenten von Leichtwasserreaktoranlagen ermöglicht, entwickelt und anhand von Bestrahlungs- und Aktivierungsproben sowie mit Dosisleistungsmessungen validiert.

## 2 Methodische Vorgehensweise und Begründungen

Eine zuverlässige Bestimmung der Nuklidaktivitäten durch Aktivierungsreaktionen erfordert primär die adäquate Erfassung der Neutronenflussdichteverteilung im betrachteten System, also innerhalb und außerhalb des RDB. Außerhalb des RDB ist vor allem das axiale Neutronenstreaming entlang des RDB-Mantels sowie in sonstigen Hohlräumen der peripheren Einbauten zu berücksichtigen, wie **Abbildung 1** am Beispiel eines Siedewasserreaktors (SWR) schematisch verdeutlicht. So sind neben den primären Richtungen senkrecht zu den Kernaußenflächen (grün) die durch Streaming dominierten im Wesentlichen axialen Richtungen hervorzuheben (gelb). Die mit zunehmender Höhe abnehmende Wasserdichte bewirkt oberhalb des Reaktorkerns im Bereich unterhalb des Kerndeckels und der Zyklonen eine bevorzugt diagonal nach außen gerichtete Neutronenströmung. Innerhalb des RDB wird die Intensität des Neutronenstroms in axialer Richtung zudem durch die aufsteigend abnehmende Wasserdichte in den Bereich der Zyklone und des Wasserabscheiders gesteigert.

Außerhalb des RDB begünstigen Streamingeffekte den Transport von Neutronen entlang des RDB in Regionen unterhalb des Kerns und in den Steuerstabantriebsraum sowie oberhalb des Kerns in den Kopf des Sicherheitsbehälters. In den Ringraum zwischen Bioschild und Splitterschutz gelangen so bei einem Siedewasserreaktor nicht nur Neutronen infolge eines direkten Durchtritts durch den Bioschild, sondern auch durch eine abwärts gerichtete Neutronenströmung aus dem Kopfbereich. Insgesamt muss hierdurch auch eine relevante Aktivierung der vom Kern abgewandten Bereiche des RDB erwartet werden.

Die Berechnungsmethodik muss die zuvor exemplarisch beschriebenen Effekte angemessen beschreiben, indem die relevanten Einflussparameter Betriebsgeschichte der Reaktoranlage, Neutronenquellverteilung im Reaktorkern, Variation der Brennstoffeinsatz-Strategie, Wasserdichteverteilung im RDB, moderierende und/oder abschirmende Strukturen innerhalb und außerhalb des RDB, unterschiedliche Werkstoffzusammensetzungen, Gradienten in der räumlichen Massenbelegung (Streaming) usw. berücksichtigt werden. Ferner muss die Methodik in der Lage sein, den Neutronentransport in weit vom Entstehungsort befindlichen Bereichen sicher zu bestimmen, damit auch dort Aussagen zu potentiell relevanten Aktivierungen abgeleitet werden können.

Mit Blick auf eine Deklaration der Aktivitätsinventare von Abfallgebinden sind die Zusammensetzungen der unterschiedlichen Werkstoffe, d.h. Stähle, Isolierungen, Beton mit und ohne Armierung, angemessen zu erfassen und den lokalen Strukturen, z.B. Schüsse des RDB, Betone von Bio- und Tragschild im Druckwasserreaktor (DWR) bzw. Splitterschutz im Siedewasserreaktor (SWR) mit und ohne Armierung, zuzuordnen. Darüber hinaus soll die Aktivierungsrechnung möglichst frühzeitig den für die Abfallgebindedokumentation erforderlichen Detaillierungsgrad der zu deklarierenden Nuklide ausweisen, um Analysen, z.B. zur Eignung einer Verpackung zusammen mit dem vorgesehenen Inhalt und der Konditionierungsmethode für eine Einlagerung in das Endlager *Konrad* überprüfen zu können. Zu diesem Zeitpunkt können so frühestmöglich problematische Bauteile oder Abbaubereiche für eine spätere Endlagerung identifiziert und geeignetere Verpackungen oder Strategien abgeleitet werden.

Um diesen Anforderungen gerecht zu werden, werden 3D-Monte-Carlo-Berechnungen mit MCNP *[2]* unter

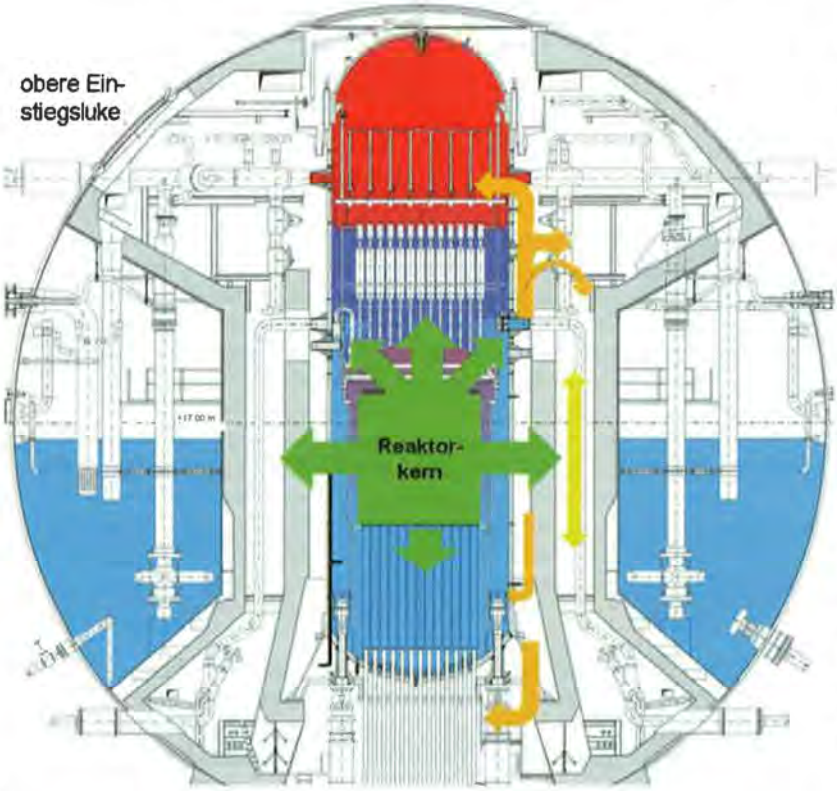



**Abb. 1.**
In Aktivierungsberechnungen zu berücksichtigende Neutronenströme am Beispiel eines Siedewasserreaktors.

Einsatz von modernen Varianzreduktionstechniken *[3]* zur Berechnung von Neutronenflussdichten und Neutronenflussdichtespektren gekoppelt mit ORIGEN-S *[4]* aus dem SCALE-Programmsystem *[5]* zur Berechnung der Nuklidzusammensetzung in den Strukturen verwendet. Die Verknüpfung der beiden Werkzeuge erfolgt über die Neutronenflussdichten und Neutronenflussdichtespektren. Die Berechnung der Nuklidaktivitäten erfolgt für vorgegebene Bereiche der modellierten Struktur, sogenannte Segmente, unter Verwendung von detaillierten Materialzusammensetzungen zu vorgegebenen Referenzzeitpunkten und berücksichtigt die in den Endlagerungsbedingungen für das Endlager *Konrad* *[1]* als zu deklarierend aufgeführten ca. 200 Radionuklide. Dabei wird die Segmenteinteilung derart vorgenommen, dass sowohl variierende Neutronenflussdichten, Neutronenflussdichtespektren, Materialzusammensetzungen und Bauteilgrenzen berücksichtigt werden. Durch diese Art der Abbildung (Segmentierung) des Gesamtsystems werden Aktivitätsverteilungen bestimmt, die unmittelbar einzelnen Bauteilen oder Abbaubereichen zugeordnet werden können und so direkt als Eingangsgröße zur Entwicklung von Verpackungskonzepten oder zu strategischen Analysen dienen können.

Diese Vorgehensweise hat gegenüber dem alternativen Verfahren, einem beliebig räumlich über die Geometrie oder Geometriebereiche aufgespannten Maschennetz, erhebliche Vorteile, da die Aktivitäten nicht erst durch eine Nachbearbeitung der Berechnungsergebnisse gewonnen werden und keine Bauteil- und/oder Werkstoffüberschneidungen innerhalb einzelner Netzelemente auftreten. Nachbearbeitungen, wie z.B. die Zuordnung von Materialien zu den Zellen des Netzes, Zuordnung der Zellen zu einzelnen Bauteilen oder Abbauregionen, sind im beschriebenen Verfahren nicht erforderlich, so dass Korrelationen von Daten und daraus resultierende Aufwendungen und Informationsverluste vermieden werden. Ferner werden lokale Aktivitätsinhalte bestimmt, die nicht über z.B. kraftwerksspezifisch festgelegte Nuklidvektoren und/oder Korrelationsfunktionen berechnet werden müssen, so dass im Hinblick auf eine spätere Deklaration für das Endlager *Konrad* auch nur die tatsächlich für den Abfallstrom berechneten Nuklide einbezogen werden. Dies führt zu einer erheblichen Reduktion von deklarierten Scheinaktivitäten im Vergleich zur Berechnung fehlender Nuklide durch Korrelation an Nuklidvektoren.

## 3 Modellerstellung

### 3.1 Geometriemodell

In der Modellerstellung müssen alle für den Neutronentransport relevanten Bauteile, Materialien und Spalten berücksichtigt werden, damit auch die Aktivierung in entfernt von der Neutronenquelle liegenden Strukturen adäquat erfasst wird. Deshalb werden die Kerneinbauten, der RDB und die in der Umgebung der RDB liegenden Strukturen detailliert im MCNP-Modell abgebildet, wie **Abbildung 2** und **Abbildung 3** exemplarisch für SWR und DWR verdeutlichen. Den sich lokal stark verändernden Neutronenflussdichten und -spektren mit ihren Rückwirkungen auf die Aktivitätskonzentrationen in den Bauteilen wird durch die Erfassung einzelner Bauteile, z.B. Brennelementzentrierstifte, Formbleche oder Kernumfassungsbleche des Kerngerüsts, und einer Segmenteinteilung großer Strukturen, z.B. Bodenkalotte, Ringschüsse, Stutzenring und Deckel des RDB mit mehreren Schichten über der Wanddicke, Rechnung getragen.

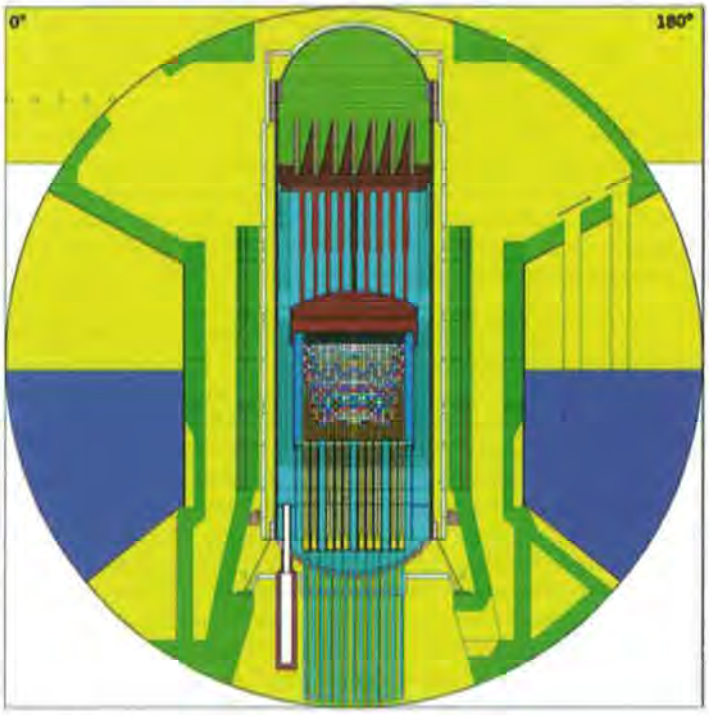



**Abb. 2.**
MCNP-Modell für die Aktivierungsberechnung eines Siedewasserreaktors.

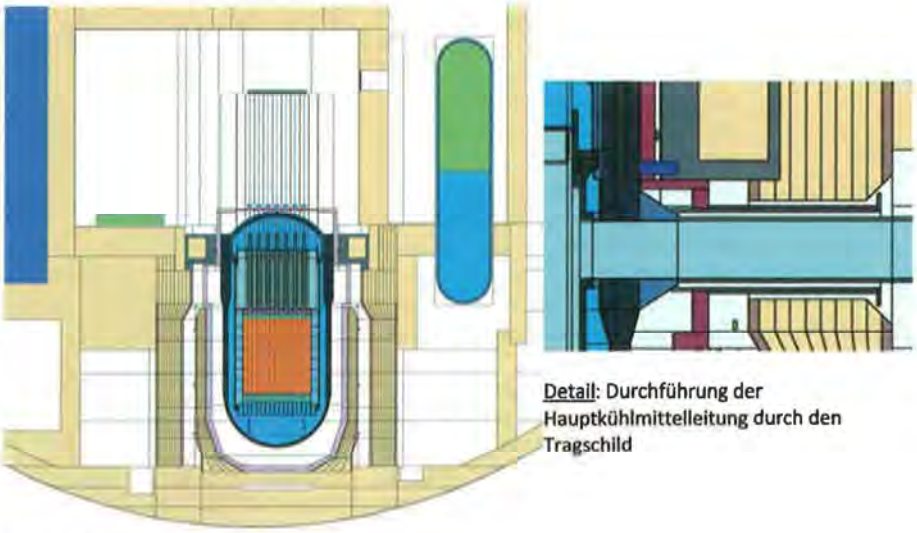



**Abb. 3.**
MCNP-Modell für die Aktivierungsberechnung eines Druckwasserreaktors.

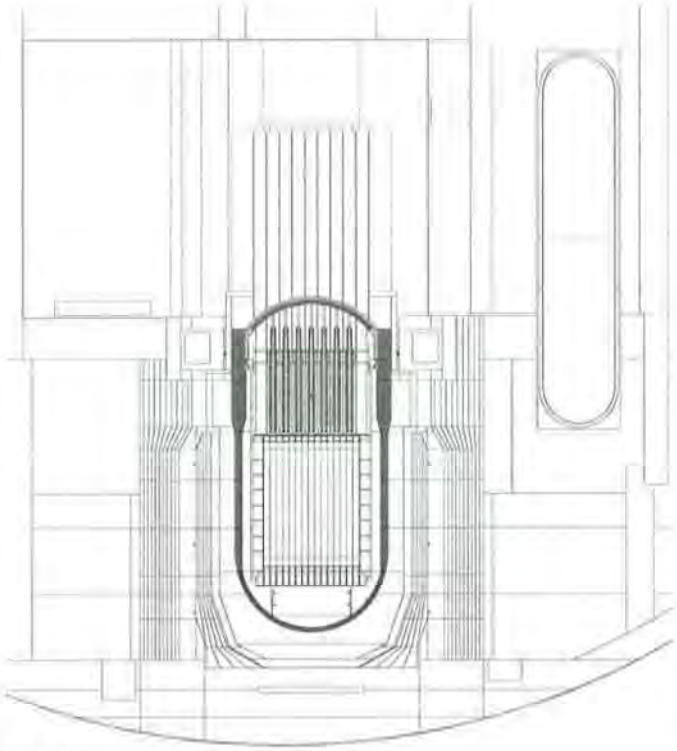


**Abb. 4.**
Beispiel einer Segmenteinteilung für die Aktivitätsberechnung.

Die absorbierende Wirkung der Steuerelemente wird durch Abbildung im Rechenmodell einbezogen. Zusätzlich werden lokal veränderliche Aktivitätskonzentrationen beispielsweise durch wechselnde Werkstoffe, Bauteilgrenzen und große Wanddicken, durch Aufteilung der Struktur in Segmente berücksichtigt. Schließlich finden Aspekte einer späteren Verpackungsplanung bzw. von potentiellen Verpackungsgrößen Eingang in die Segmenteinteilung mit dem Ziel, möglichst aussagekräftige und vollständige Informationen über die Aktivitätsverteilung von Nukliden zu erhalten sowie die lokal variierenden Aktivitätsgehalte abzubilden. Hierbei hat die Orientierung der Segmenteinteilung an den realen Strukturen den Vorteil, dass die Ergebnisse unmittelbar, d. h. ohne weitere Berechnungsschritte für weiterführende Analysen und Planungen, verwendet werden können. Beispielhaft verdeutlicht **Abbildung 4** eine Segmenteinteilung.

## 3.2 Neutronenphysikalisches Kernmodell

Die Berechnung von Neutronenflussdichten in den Segmenten erfordert die Vorgabe einer Neutronenquellverteilung im MCNP-Modell, die die Neutronenleckagen über den Kernrand in die umgebenden Strukturen sowohl in der Höhe und der axialen Verteilung als auch hinsichtlich der Energieverteilung angemessen beschreibt. Hierzu stehen für die Reaktorzyklen die mittleren Brennelementabbrände, ggf. die Zeitverläufe der Borkonzentration im Kühlmittel sowie die knotenweisen axialen Abbrandverteilungen je Brennelement zur Verfügung. Neben der Leistungs- bzw. Abbrandverteilung beeinflusst die räumliche Verteilung der Wasserdichte im Kern aufgrund der geringen Unterschiede beim DWR die Neutronenleckagen nur unwesentlich. Demgegenüber übt die räumliche Wasserdichteverteilung in einem RDB des SWR und seinem Kern einen dominanten Einfluss auf die Neutronenleckagen und deren Verteilung über der Kernoberfläche aus und ist daher detailliert einzubeziehen, um realistische Ergebnisse zu erzielen.

Darüber hinaus rufen strategische Veränderungen in der Brennelementbeladung des Kerns signifikante Änderungen in der Neutronenquellverteilung hervor. Hier sind der Übergang von einer flachen Leistungsverteilung über dem Kernradius zur Low-Leakage-Beladung mit Absenkung der Neutronenflussdichte am Kernrand sowie beim SWR darüber hinaus noch die Einführung der Spectral-Shift-Fahrweise hervorzuheben. Nach Analyse der einzelnen Beladepläne und Berücksichtigung der genannten Übergänge können aus der Betriebshistorie mit beispielsweise 35 Zyklen wenige Referenzzyklen abgeleitet werden, die Gruppen realer Zyklen, d.h. Abbrand- bzw. Neutronenquellverteilungen, repräsentieren. Dieses Vorgehen reduziert den Aufwand für die Monte-Carlo-Berechnungen zur Simulation der neutronischen Reaktorlebenszeit erheblich. Andererseits ist die Berücksichtigung strategischer Eingriffe in die Kernbeladung zwingend geboten, da sich typischerweise die Neutronenflussdichte auf der Außenseite des RDB um einen Faktor 1,5 bis 2 beim Übergang vom ersten bis zum letzten Referenzzyklus verändert.

Die Neutronenquellverteilung wird auf Basis des Abbrandzuwachses der Brennelemente bestimmt. Eine beispielhafte Verteilung für einen DWR-Kern ist in **Abbildung 5** dargestellt. Sie verdeutlicht beim Vergleich der

**Abb. 5.**
Beispiel einer abgeleiteten Neutronenquellverteilung für einen Referenzzyklus.

Anteile der äußeren und der nächstliegenden inneren Brennelementreihe, dass diese Verteilung aus einer Low-Leakage-Kernbeladung abgeleitet wurde. Die Zusammenfassung von Zyklen zu einer Referenzbeladung wird so gewählt, dass die Abweichung zur realen Beladung das Berechnungsergebnis möglichst wenig beeinflusst. Die abgeleitete Neutronenquellverteilung einer jeden Referenzbeladung wird brennelementweise den der Kernauslegung zu Grunde liegenden axialen Segmenten überlagert, so dass an den Brennelementpositionen neben der horizontalen Verteilung ebenfalls ein axiales Neutronenquellprofil aufgeprägt wird.

### 3.3 Werkstoffzusammensetzung

Neben der geometrischen Erfassung relevanter Strukturen hat die Erfassung von Werkstoffzusammensetzungen, und hier insbesondere die Kenntnis von Spurenelementkonzentrationen, einen entscheidenden Einfluss auf die Zuverlässigkeit der berechneten Bauteilaktivitäten und deren Verteilung über die Struktur. Aus diesem Grunde müssen der Aktivierungsrechnung detailliert und sorgfältig recherchierte Materialzusammensetzungen für die einzelnen Bauteile zu Grunde gelegt werden. Detaillierte Angaben über die Konzentration von für die nachfolgenden Gewerke und Bewertungen relevanten Spurenelementen, insbesondere Kobalt und Stickstoff in Stählen sowie zusätzlich Cäsium, Barium und Europium in Betonen, werden den archivierten baubegleitenden Analysen entnommen. Hierzu zählen die zumeist für alle Halbzeuge des Primärkreises vorliegenden Schmelzanalysen sowie darüber hinaus explizit zum Zweck der Aktivierungsanalyse bestimmte Elementzusammensetzungen ausgewählter Materialien. Letztere sind für die angemessene Materialbeschreibung der Betonwerkstoffe des Bioschildes und des Tragschildes unerlässlich, da die Spurenelementgehalte hier entscheidend von den aus der Umgebung des Standortes entnommenen Sand- und Kiesfraktionen beeinflusst werden. So sind beispielsweise Abweichungen von einigen 100 % für die Cäsium-, Barium- oder Europiumkonzentration auch in nur 100 km voneinander entfernten Kernkraftwerken nicht ungewöhnlich. Bedenkt man, dass die Aktivität der Europiumisotope Eu-152 und Eu-154 mit Halbwertszeiten von 13,3 Jahren bzw. 8,8 Jahren einen erheblichen Beitrag zur Gesamtaktivität in den Schildbetonen liefert, so wird die Signifikanz einer zuverlässigen Kenntnis der Zusammensetzung für eine zutreffende Vorausberechnung von Aktivierungsaktivitäten und darauf aufbauende Verpackungsplanungen bis hin zur Abklinglagerung offensichtlich.

Unvollständige Informationen, z.B. über üblicherweise vorhandene Spurenelemente in Stahlwerkstoffen, werden bei Bedarf aus Messungen und Kenntnissen aus Entsorgungskampagnen für Kernbauteile sowie aus vorliegenden Erfahrungen ergänzt, z.B. gemäß *[6]*.

### 3.4 Modell des Reaktorbetriebs zur Aktivitätsberechnung

Zur Beschreibung des zeitabhängigen Aktivierungsgeschehens in den Segmenten muss die Reaktorlebensgeschichte als Bestrahlungshistorie angemessen abgebildet werden, wobei insbesondere die Reaktorfahrweise und die zeitliche Auflösung der Leistungshistorie (Fahrdiagramm) innerhalb des jeweiligen Zyklus zu bewerten sind. Letztere ist hier nicht von Bedeutung, da für den Rückbau und die Handhabung relevante Aktivitäten über Halbwertszeiten auf der Jahresskala verfügen. Daher sind zeitlich zusammenhängende Leistungsschwankungen oder Leistungsunterbrechungen von wenigen Wochen während eines Betriebszyklus oder der Streckbetrieb zum Zyklusende unbedeutend für das insgesamt resultierende Aktivitätsniveau in den Segmenten, solange die Neutronenfluenz durch die Aktivierungsrechnung angemessen abgebildet wird. An den Betrieb schließt sich die Revisionszeit ohne Neutronenfluss an, so dass hier ausschließlich radioaktiver Zerfall auftritt. Die gesamte Bestrahlungszeit wird entsprechend den abgeleiteten Kernmodellen und den daraus resultierenden unterschiedlichen Gesamtneutronenflussdichten sowie Neutronenflussdichtespektren in den Segmenten in sequentielle Bestrahlungsperioden unterteilt. An das Ende jeder Bestrahlungsperiode schließt sich ein radioaktiver Zerfall an.

Die Auswertung der Rechenergebnisse erfolgt zu frei wählbaren Referenzzeitpunkten zunächst für jedes Segment separat. Exemplarisch können die berechneten spezifischen Aktivitäten den Freigabewerten für eine uneingeschränkte Freigabe gemäß [7] gegenübergestellt werden. Schließlich werden frei definierbare Zusammenfassungen von Segmenten zu Komponenten bzw. Komponententeilen und zu Baugruppen für die spätere Verwendung gebildet sowie die zuvor für Segmente definierten Zahlenwerte berechnet.

## 4 Validation der Berechnungsmethode

Die vorgestellte Berechnungsmethode unter Verwendung von MCNP und ORIGEN-S mit der gewählten geometrischen Diskretisierung in Kombination mit dem neutronischen Kernmodell und den Materialdefinitionen wurde einer umfangreichen Validation unterzogen, die auf verschiedensten Messergebnissen, Messgrößen und Reaktoranlagen beruht:

- Aktivierungsdetektoren aus dem vorauseilenden Werkstoffbestrahlungsprogramm (gemessene Nuklidaktivitäten und abgeleitete schnelle Neutronenfluenzen)
- Neutronenflussdichtemessung mit den Mittelbereichskammern im Bioschild während des Leistungsbetriebs (DWR)
- Messung der Neutronendosisleistung außerhalb des Sicherheitsbehälters an der oberen Einstiegsluke während des Leistungsbetriebs (SWR)
- Messung der Gammadosisleistung am brennstofffreien RDB nach der Systemdekontamination
- Aktivitätsbestimmung aus der Beprobung von Kerneinbauten, Kernbauteilen und Bohrkernen im Bioschild, Tragschild und Splitterschutz
- Proben aus peripheren Strukturen jenseits des Tragschildes (DWR) bzw. im Kopf- und Fußbereich des Sicherheitsbehälters (SWR)

Diese Messergebnisse sind gekennzeichnet durch klar dokumentierte Randbedingungen und Unsicherheitsbandbreiten, so dass sie für einen fundierten Vergleich mit Rechenergebnissen aus dem entwickelten Berechnungsmodell herangezogen werden können. Zur rechnerischen Bestimmung der gemessenen Größen werden die Mess- bzw. Entnahmepositionen explizit in das MCNP-Rechenmodell integriert, um für diese Positionen Rechenergebnisse zum Vergleich mit den Messwerten zu erhalten. Die folgenden Abschnitte stellen einige Ergebnisse exemplarisch dar und belegen die Zuverlässigkeit der entwickelten Berechnungsmethode.

### 4.1 Aktivierungsdetektoren aus dem Werkstoffbestrahlungsprogramm

Zur Überwachung der Werkstoffeigenschaften des RDB wurden sogenannte vorauseilende Proben im Rückströmspalt zwischen Kernbehälter und RDB-Innenseite auf halber Kernhöhe positioniert. Beim SWR befanden sich zusätzlich auch Detektorplatten im Inspektionsspalt zwischen RDB-Außenseite und Isolierung. Diese Proben blieben nur für eine begrenzte Zyklenanzahl im Neutronenfeld (zwischen 1 und 29 Zyklen). Die Bestimmung der schnellen Neutronenfluenzen erfolgte durch Auswertung der Reaktionen $^{54}$Fe (n,p) $^{54}$Mn und $^{93}$Nb (n,n') $^{93m}$Nb. Zusätzlich zu den aus den gemessenen Aktivitäten bestimmten schnellen Neutronenfluenzen konnten die gemessenen Aktivitäten zur Validierung der Berechnung herangezogen werden. Aus ca. 10 unabhängigen hinsichtlich schneller Neutronenfluenz und Nuklidaktivitäten ausgewerteten Bestrahlungssätzen leitet sich ein Rechnenwert-zu-Messwert-Verhältnis (R/M) zwischen 1,0 ± 0,1 und 1,9 ± 0,2 sowohl für die schnellen Neutronenfluenzen als auch für die primären Messgrößen $^{54}$Mn- und $^{93m}$Nb-Aktivität ab. Dies verdeutlicht tendenziell eine leichte Überschätzung der schnellen Neutronenfluenz auf der Außenseite des Kernmantels. Bewertet man ausschließlich die im Inspektionsspalt positionierten Detektorplatten, so resultiert mit R/M = 1,5 ±0,2 ein geringfügig niedrigerer Wert, der allerdings jetzt auch den Neutronentransport zur Außenseite des RDB einschließt und ein sehr gutes Indiz für die angemessene Abbildung der für die Aktivierung außerhalb des RDB bereitstehenden Neutronen ist. Die angegebenen Unsicherheiten leiten sich aus den Unsicherheiten der Aktivitätsmessungen und den abgeleiteten Neutronenfluenzen ab.

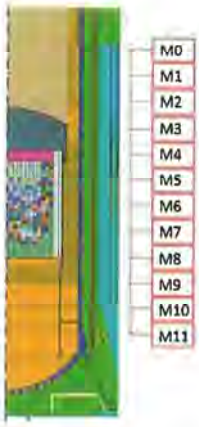
Hierbei ist anzumerken, dass die Nachrechnung der Nuklidaktivitäten sowohl durch MCNP als auch durch ORIGEN-S gekoppelt durch MCNP-basierte Neutronenflussdichtespektren erfolgte und gleichwertige Ergebnisse aufzeigt.

### 4.2 Messung der Neutronenflussdichte

Bei DWR-Anlagen werden in mehreren auf dem Umfang verteilten Instrumentierungskanälen im Bioschild auf halber Kernhöhe Neutronenflussmesskammern eingesetzt. Eine Auswertung der von den Messkammern abgeleiteten Ströme und Umrechnung in Neutronenflussdichten führte mit dem jeweils für die DWR-Anlage abgeleiteten Kernmodell für unterschiedliche Einzelzyklen und Zyklusgruppen zu R/M-Verhältnissen zwischen 1,3 ±0,2 und 1,9 ±0,2 und bestätigt die im vorausgegangenen Abschnitt beobachtete leichte Überschätzung der Neutronenflussdichte durch das Rechenmodell. Die angegebenen Unsicherheiten des Mess- und Rechenwertes werden in das R/M-Verhältnis einbezogen.

Während des Betriebs wurde an einer SWR-Anlage auf der Außenseite des Sicherheitsbehälters am Zugang zur oberen Einstiegsluke **(Abb. 1)** die Neutronendosisleistung gemessen. Die Abbildung der Messposition erfolgt ebenfalls im Rechenmodell, so dass unter Verwendung der Detektorcharakteristik des verwendeten Neutronendosisleistungsmessgeräts die Dosisleistung rechnerisch bestimmt werden konnte. Für die Messposition in 3 m Abstand von der Einstiegsluke ergibt sich mit R/M = 1,3 praktisch ein mit der Messung übereinstimmendes Ergebnis. Diese gute Übereinstimmung ist ferner ein Indiz für die angemessene Erfassung des Neutronenstreamings entlang des RDB in den Kopfbereich des Sicherheitsbehälters.

| Aufpunkt | R/M |
|---|---|
| M0 | 1,2 |
| M1 | 2 |
| M2 | 2,7 |
| M3 | 1,7 |
| M4 | 2,3 |
| M5 | 2,2 |
| M6 | 2,1 |
| M7 | 1,8 |
| M8 | 3 |
| M9 | 2,6 |
| M10 | 2,9 |
| M11 | 2 |




**Tab. 1.**
Berechnete Gammadosisleistung im Inspektionsspalt eines Siedewasserreaktors im Vergleich zur Messung.

### 4.3 Messung der Gammadosisleistung

Im Inspektionsspalt einer SWR-Anlage wurde an zwei azimutalen Positionen ein Profil der Gammadosisleistung durch kontrolliertes Ablassen einer Messsonde bestimmt. Da der Kern brennstofffrei und der Primärkreis dekontaminiert sowie der RDB wassergefüllt war, kann die gemessene Gammadosisleistung – mit Ausnahme einzelner Restkontaminationen in Strömungstoträumen – unmittelbar

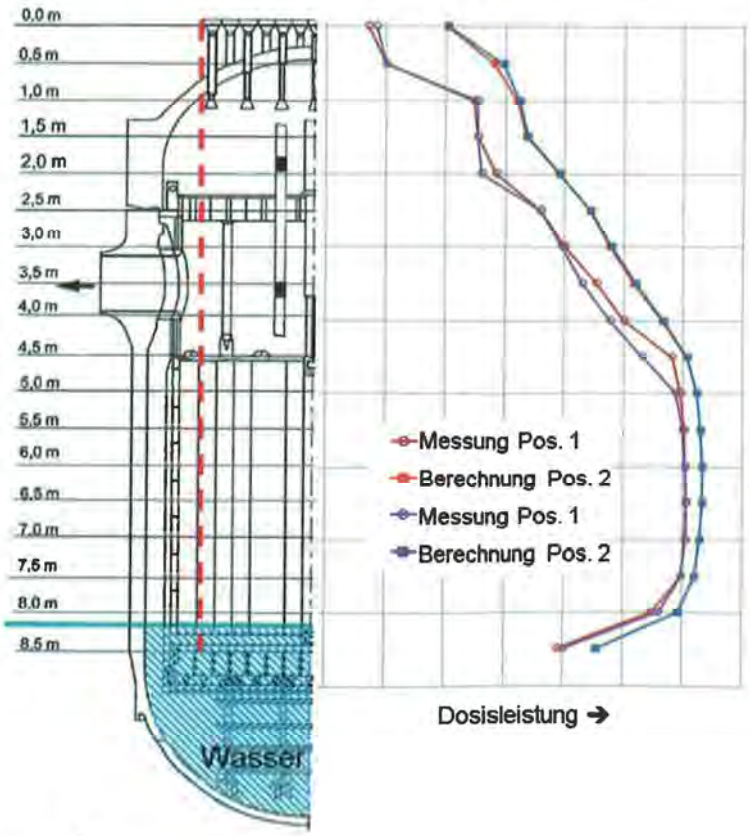



**Abb. 6.**
Berechnete Gammadosisleistung im wasserfreien Kern eines Druckwasserreaktors im Vergleich zur Messung.

der Strahlung von Aktivierungsprodukten in den Strukturen zugeordnet werden. Zum Vergleich mit diesen Messwerten wurden aus den segmentweise berechneten Aktivierungsaktivitäten mit ORIGEN-S lokale Gammaspektren abgeleitet, die in das MCNP-Berechnungsmodell integriert und zur rechnerischen Bestimmung der lokalen Gammadosisleistungen herangezogen wurden. Die R/M-Verhältnisse an den jeweiligen Messpositionen sind in **Tabelle 1** zusammengestellt und verdeutlichen eine sehr gute Übereinstimmung zwischen Messung und Rechnung. Bei der Bewertung der Ergebnisse ist zu bedenken, dass hier Größen verglichen werden, die drei aufeinanderfolgenden Berechnungsschritten entstammen, in denen sich Unsicherheiten ebenfalls fortgepflanzt haben. Ferner ist die zuvor quantifizierte Überschätzung der Neutronenfluenz – und resultierend auch der Aktivitäten – in die Bewertung einzubeziehen.

Im RDB einer DWR-Anlage wurde die Gammadosisleistung nach der Primärkreisdekontamination durch kontrolliertes Ablassen einer Messsonde an zwei Steuerstabpositionen gemessen. Dabei war der Wasserspiegel im RDB bis auf Höhe der unteren Gitterplatte abgesenkt, so dass die Messung im Wesentlichen im wasserfreien Bereich erfolgte. Die Einbeziehung der Gammastrahlung in die Rechnung erfolgte wie zuvor beschrieben. Die Verläufe von Messung und Rechnung sind in **Abbildung 6** für die beiden Messpositionen dargestellt. Auch hier stellen sich R/M-Verhältnisse von 2 entlang des aktiven Kerns und ca. 4 bis 8 entlang des oberen Kerngerüsts bei auf etwa 1/5 bis 1/100 gegenüber dem aktiven Kernbereich reduzierten gemessenen Dosisleistungen ein. An einzelnen Messpositionen oberhalb des oberen Kerngerüsts sind lokal größere Abweichungen zwischen Rechnung und Messung zu erkennen. Insgesamt ist auch hier wieder eine angemessene Abbildung des Aktivierungsgeschehens durch die Rechnung festzustellen.

### 4.4 Messung von Nuklidaktivitäten in Stahl- und Betonproben

Zunächst zeigt **Tabelle 2** anhand einer Zusammenstellung von R/M-Verhältnissen die Genauigkeit der Berechnung von Nuklidaktivitäten für Kerneinbauten und für den Reaktordruckbehälter. Bei den Kerneinbauten erkennt man teils höhere R/M-Werte bei C-14 und Co-60 im Vergleich zu Ni-63 und Fe-55. Da die beiden letztgenannten aufgrund der hohen Konzentrationen ihrer Mutterkerne im Werkstoff und ihrer Bildungsprozesse gute Indikatoren für die Abbildung der thermischen Neutronenfluenz sind, weisen Abweichungen anderer Radioisotope zu deren R/M-Werten auf ungenaue Kenntnisse der zugrunde liegenden Spurenelementkonzentrationen hin, hier also für Kobalt und Stickstoff (als Mutterkern des C-14). Während die Neutronenfluenz an der oberen Gitterplatte tendenziell überschätzt wird, weisen die anderen aufgeführten Positionen mit R/M < 2 nur eine geringfügige Konservativität auf, die konsistent mit der in Abschnitt 4.1 und Abschnitt 4.2 beobachteten Überrepräsentation der Neutronenflussdichte am Kernmantel und im Bioschild ist. Betrachtet man die Ergebnisse für RDB-Proben, die auf der äußeren Oberfläche gewonnen wurden, zeigt sich unabhängig von der Lage ein homogenes Bild. Insbesondere wird durch die über der RDB-Höhe gewonnenen Proben auch belegt, dass das Neutronenstreaming durch die Rechnung adäquat erfasst und abgebildet wird. Darüber hinaus zeigt der Vergleich der durch zwei unabhängige Labore bestimmten Aktivitäten mit der Rechnung die bekannten guten Übereinstimmungen.

Die in **Tabelle 3** aufgeführte exemplarische Zusammenstellung der R/M-Werte für die Betonstrukturen des Bio- und des Tragschildes beruht auf Berechnungen, in die die an Betonproben gemessenen Konzentrationen der Spurenelemente eingeflossen sind. Lediglich in Zonen sehr niedriger spezifischer Aktivitäten auf der kernabgewandten Seite des Tragschildes weichen die Ergebnisse deutlicher von 1 ab. Eine Ausnahme bildet Tritium, das durch Aktivierungsberechnungen stets zu hoch berechnet wird. Hier ist die hohe Mobilität des Wasserstoffs in den Werkstoffen sowie die Freisetzung aus den Strukturen und bei der Probenaufbereitung zu berücksichtigen. Hervorzuheben ist die ansonsten gleichmäßige Verteilung der R/M-Werte mit Werten um 1,5 sowohl über die gesamte Struktur als auch über die detektierten und das Gesamtaktivitätsniveau bestimmenden Nuklide.

Schließlich verdeutlicht **Tabelle 4** beispielhaft die Repräsentation von Messwerten in peripheren Bauteilen. Hier wurden Bohrmehlproben aus Betonstrukturen und Metallspäne aus verzinktem Baustahl mittels handelsüblicher Bohrwerkzeuge gewonnen. Für diese Bauteile wurden keine Materialanalysen zur Bestimmung der Spurenelementgehalte durchgeführt, so dass in der Aktivierungsberechnung die Spurenelemente im Beton in Anlehnung an die Analysen des Bioschildbetons festgelegt und in den Stahlstrukturen aus Erfahrungswerten gewählt wurden. Daher dient eher die Größenverteilung der R/M-Werte über der Struktur als der absolute Wert als Beurteilungsmaßstab für die Qualität der Berechnung. Unter diesen Gesichtspunkten ist eine sehr gute und über der Struktur

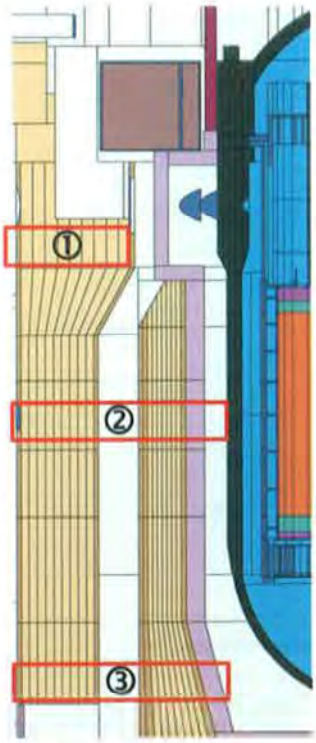
| Nuklid | Kernmantel | obere Gitterplatte | BE-Zentrierstift | |
|---|---|---|---|---|
| | | | unten | oben |
| C-14 | 2,2 | 6,3 | 4,1 | 21[1)] | 22[1)] |
| Mn-54 | * | * | * | 0,8 | 1,2 |
| Fe-55 | 1,6 | 7,1 | 4,0 | 1,2 | 1,6 |
| Co-60 | 4,1 | 2,5 | 1,0 | 7,7 | 1,9 |
| Ni-63 | 1,8 | 5,6 | 4,0 | 1,3 | 1,7 |

*: nicht bestimmt [1)]: Stickstoffgehalt geschätzt

| Nuklid | Reaktordruckbehälter | | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | unten | mitte | oben | Labor 1 | Labor 2 |
| C-14 | * | * | * | 1,1 | * |
| Mn-54 | (5,2) | 2,3 | 2,2 | 1,9 | 1,7 |
| Fe-55 | * | * | * | 0,9 | * |
| Co-60 | 1,6 | 1,2 | 1,4 | 1,3 | 1,3 |
| Ni-63 | * | * | * | 0,9 | * |

*: nicht bestimmt (): sehr niedrige Aktivität

**Tab. 2.**
Berechnete Nuklidaktivitäten von Kerneinbauten (oben) und Reaktordruckbehälter (unten) im Vergleich zur Messung (R/M-Werte).



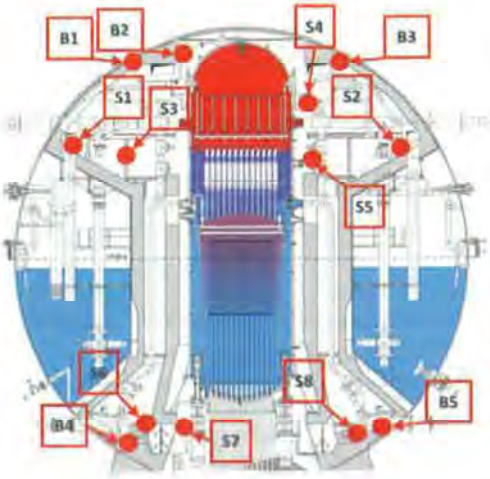

| Bohrkernlage | Nuklid | biologischer Schild | | | Tragschild | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | RDB-Seite | Mitte | Tragschildseite | Bio-Schildseite | Rückseite |
| Tragschild oberhalb Bio-Schild | H-3 | | | | 3,3 | * |
| | C-14 | | | | 0,8 | * |
| | Fe-55 | | | | 1,7 | * |
| | Co-60 | | | | 4,0 | - |
| | Cs-134 | | | | 2,5 | - |
| | Eu-152 | | | | 2,4 | - |
| | Eu-154 | | | | 3,0 | - |
| Mitte der aktiven Zone | H-3 | 13,5 | * | * | * | * |
| | C-14 | 1,7 | * | * | * | * |
| | Fe-55 | 3,3 | * | * | * | * |
| | Co-60 | 2,7 | 2,0 | 1,8 | 3,4 | (0,2) |
| | Cs-134 | 1,1 | 0,8 | 0,9 | 0,9 | - |
| | Eu-152 | 1,9 | 1,5 | 1,6 | 1,3 | (0,4) |
| | Eu-154 | 1,1 | 1,3 | 1,6 | 1,3 | (0,3) |
| Unterkante des RDB | H-3 | 8,9 | * | * | * | * |
| | C-14 | 1,3 | * | * | * | * |
| | Fe-55 | 2,9 | * | * | * | * |
| | Co-60 | 1,7 | 1,5 | 1,9 | 2,6 | (0,1) |
| | Cs-134 | 1,2 | 0,7 | 0,6 | - | - |
| | Eu-152 | 1,5 | 1,8 | 2,7 | 1,2 | - |
| | Eu-154 | 1,4 | 1,0 | 1,1 | 1,1 | - |

(): sehr niedrige Aktivität -: Messwert unterhalb der Nachweisgrenze *: nicht bestimmt

**Tab. 3.**
Berechnete Nuklidaktivitäten in Bioschild und Tragschild im Vergleich zur Messung (R/M-Werte).

| Probe | Nuklid | | |
|---|---|---|---|
| | Co-60 | Cs-134 | Eu-152 |
| S1 | 1,3 | * | * |
| S2 | 1,6 | * | * |
| S3 | 1,2 | * | * |
| S4 | 4,4 | * | * |
| S5 | 1,1 | * | * |
| S6 | 1,5 | * | * |
| S7 | 1,8 | * | * |
| S8 | - | * | * |
| B1 | 4,8 | 2,6 | 8,4 |
| B2 | 3,3 | 2,9 | 3,7 |
| B3 | 4,5 | 2,3 | 8,6 |
| B4 | - | - | - |
| B5 | - | - | - |

*: nicht gemessen -: unterhalb der Nachweisgrenze




**Tab. 4.**
Berechnete Nuklidaktivitäten in peripheren Strukturen des Sicherheitsbehälters im Vergleich zur Messung (R/M-Werte).

gleichmäßige Repräsentation der Messergebnisse durch die Aktivierungsberechnungen gegeben. Hervorzuheben ist außerdem, dass die aufgeführten Messpunkte weit von der Neutronenquelle entfernt liegen und damit ausschließlich von Neutronen beaufschlagt sind, die durch Neutronenstreaming in diese Bereiche gelangt sind.

### 4.5 Fazit

Zusammengefasst belegen diese Beispiele zu Rechenwert-Messwert-Vergleichen eine sehr gute und leicht konservative Abbildung der Aktivitätsverteilung in den aktivierten Stahl- und Betonstrukturen, wobei Abweichungen von den Messwerten teils auf der ungenauen Kenntnis der Spurenelementkonzentrationen beruhen. Ebenso belegen diese Ergebnisse die angemessene Abbildung der Entwicklung der Aktivitätsverläufe innerhalb dickwandiger stark abschirmender Strukturen. Damit sind die erzielten Ergebnisse insgesamt ein Merkmal für eine ausgewogene Modellierung des Gesamtsystems im Zusammenspiel der einzelnen Bestandteile des Rechenmodells.

## 5 Verwendung der Ergebnisse für die Zerlege- und Verpackungsplanung

Als Ergebnis der Monte-Carlo-Rechnung resultiert die räumliche Verteilung der Neutronenflussdichte in den Strukturen des Rechenmodells, wie sie in **Abbildung 7** beispielhaft für einen SWR und einen DWR dargestellt ist. Darin tritt der stark heterogene Verlauf innerhalb und außerhalb des RDB infolge der räumlich variierenden abschirmenden Strukturen und Ringspalten deutlich hervor. Insbesondere lassen sich die Wege des Neutronenstroms entlang von Spalten und Öffnungen auch in weiter vom Reaktorkern entfernte Regionen einfach verfolgen. Dort sind somit relevante Aktivierungen in den Strukturen zu erwarten. Am Beispiel des Verlaufs von Fe-55- und Co-60-Aktivitäten in den Strukturen entlang eines Schnitts auf Höhe der Oberkante des Bioschildes **(Abbildung 8)** ist der Einfluss von Neutronenstreaming und Neutronenmoderation deutlich erkennbar. Sowohl an der Außenseite des RDB als auch auf der kernabgewandten Seite des Bioschildes und des Tragschildes steigen die Aktivitäten wieder an. In den Schilden wird dieser streamingbedingte Anstieg überlagert von den Aktivitäten in der Armierung, die sich in der Nähe der jeweiligen Oberflächen konzentriert.

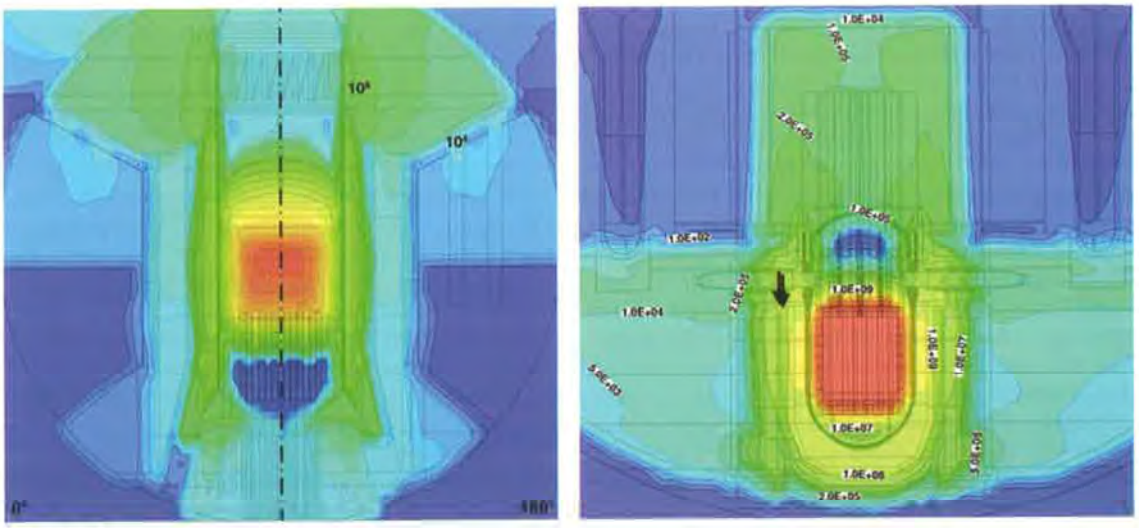


**Abb. 7.**
Berechnete Neutronenflussdichteverteilung ($cm^{-2}s^{-1}$) im Sicherheitsbehälter eines Siedewasserreaktors (links) und in der Umgebung eines Druckwasserreaktors (rechts).

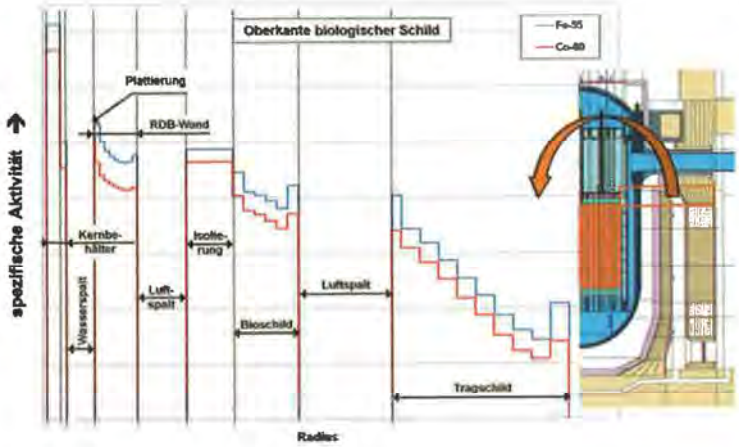



**Abb. 8.**
Entwicklung des Aktivitätsverlaufs von Fe-55 und Co-60 vom Kernbehälter bis zum Tragschild eines Druckwasserreaktors.

Basierend auf diesen detailliert sowohl in räumlicher Hinsicht als auch mit Blick auf die Nuklidzusammensetzung durch eine intensiv validierte Berechnungsmethode bereitgestellten Aktivitätsinventaren kann nun ein Rückbaukonzept für die Bauteile und Strukturen entwickelt werden. Ausgehend von den Basisdaten Aktivitätsinventar, Masse, Abmessungen und Abfallart ist der einzuschlagende Entsorgungspfad festzulegen, z.B. (a) Freigabe von radioaktiven Stoffen gemäß Strahlenschutzverordnung *[7]*, (b) Einschmelzen metallischer Bauteile, z.B. zur Verwendung als Abschirmungen, oder (c) Verpackung als radioaktiver Abfall für das Endlager Konrad. Bei den hier diskutierten Strukturen muss überwiegend der letztgenannte Entsorgungspfad eingeschlagen werden, der neben einer konradgerechten Verpackung ebenfalls den Transport über öffentliche Verkehrswege und ggf. eine Lagerung in einem Abfallzwischenlager einschließt. Somit müssen für diese drei Stationen der Abfallbehandlung jeweils in der Regel unterschiedliche Anforderungen erfüllt werden. So muss für den Transport die Konformität des Gebindes (1) mit dem ADR *[8]* zum Transportzeitpunkt nachgewiesen werden, der ggf. zeitlich wesentlich später liegt, als beispielsweise der Einlagerungszeitpunkt ins (2) Abfalllager. Dort wiederum gelten andere Annahmebedingungen als für die (3) Annahme im Endlager *Konrad [1]*. Unabhängig von diesen spezifischen Bedingungen müssen Nuklidzusammensetzungen des Abfalls vorliegen, damit die in eine Verpackung verbrachten Abfälle zweckspezifisch möglichst genau beschrieben werden können. Dazu werden in den Aktivierungsanalysen zum gewünschten Referenzzeitpunkt die Nuklidaktivitäten gemäß der Endlagerungsbedingungen *Konrad [1]*, die auch für die weiteren Handhabungsschritte einen erschöpfenden Detaillierungsgrad aufweisen, ausgewiesen.

Ein Beispiel für die Verpackungsplanung der oberen Zone des Bioschildes eines DWR (Höhe 1.500 mm, Dicke 700 mm) in einen Konrad-Container Typ V (H x L x B = 1.550 mm x 2.765 mm x 1.840 mm) ist in **Abbildung 9** mit den wichtigsten Aktivitätsbeiträgen (aus ca. 200 Nukliden),

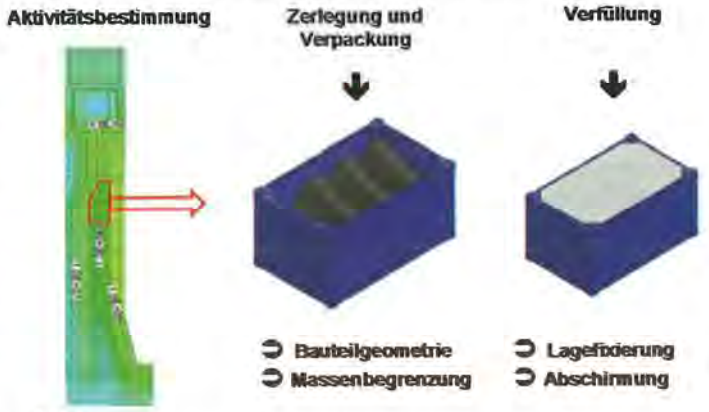



**Abb. 9.**
Beispielhafte Aktivitätsverteilung zur Entwicklung eines Verpackungskonzepts für den Bioschild eines Druckwasserreaktors.

die aus der Berechnung entnommen wurden, zusammengestellt. Unter Berücksichtigung der für Konrad maximal zulässigen Gebindemasse von 20 Mg und dem verfügbaren Innenraum des Containers lassen sich drei Segmente des Bioschildes in den Container einstellen, der ggf. anschließend zur Lagefixierung mit Mörtel oder Bauschutt verfüllt wird. Somit kann überprüft werden, ob oder ggf. zu welchem Zeitpunkt das Gebinde die Erfordernisse der Strahlenabschirmung, die Anforderungen der APG02 gemäß *[1]* und der Einstufung als LSA II-Abfall gemäß [8] erfüllt. Dies lässt bereits während der Verpackungsplanung Aussagen über die späteren Handhabungsschritte bzw. Erfordernisse zu bis hin zur Klärung, ob nach einer Abklinglagerung eine Endlagerung erforderlich wird oder doch noch die Freigabe des radioaktiven Inhalts erreichbar ist.

## 6 Zusammenfassung und Bewertung

Für die Planungen zur Verpackung und Entsorgung der radioaktiven Inhalte von Kernkraftwerksanlagen nach Entfernung des Kernbrennstoffs ist die Kenntnis der komponentenweisen räumlichen Aktivitätsverteilung und der Nuklidzusammensetzung von entscheidender Bedeutung mit Blick auf die endlagergerechte Deklaration der Abfallgebinde gemäß der Endlagerungsbedingungen *Konrad [1]*, damit eine Übergabe der Gebinde in die Verantwortung des Bundes erfolgen kann. Gliedert man diesen Prozess in vier Schritte, so kann man folgende Einflüsse des Kenntnisstandes über die Nuklidzusammensetzungen der Strukturen feststellen:

1. Der Antrag zur Erlangung der Rückbaugenehmigung erfordert eine grobe Kenntnis der für die Anlage erwarteten Aktivitäten für die dominanten Radionuklide. Eine Detaillierung kann im Rahmen des Genehmigungsverfahrens oder gar während des Rückbaus erfolgen.
2. Die Entwicklung eines Zerlege- und Verpackungskonzepts sowie der Abbau und die Verpackung erfordern zumindest eine Detaillierung der Nuklidaktivitäten, z.B. hinsichtlich der Auswahl von Behältern und deren Abschirmvermögen. Eine zu grobe Abschätzung der Nuklidaktivitäten führt zu Scheinaktivitäten und damit zu überdimensionierten Verpackungen, unangemessen kostspieligen Behältern und zu einer überhöhten Gebindeanzahl. Letztere verursacht neben den Anschaffungskosten zusätzlich Kosten für Zerlegung, Beladung, Abfertigung, Zwischen- und Endlagerung, Dokumentation und Transport.
3. Die Einlagerung von Gebinden in ein Abfallzwischenlager ist typischerweise durch die Einhaltung von Dosisleistungsgrenzwerten durch die Verpackungen und durch Aktivitätsinventare charakterisiert. Letztere sollten aus Gründen der Ausschöpfung von Genehmigungsgrenzen angemessen konservativ, aber nicht übertrieben hoch deklariert werden, um das Lagervolumen möglichst optimal auszunutzen.
4. Die endlagergerechte Abfallgebindedeklaration bildet die Voraussetzung für eine Abgabe zur späteren Endlagerung sowie die Entlassung des Gebindes aus der Verantwortung des Abfallverursachers. Zu diesem Zweck ist die möglichst genaue und abgesicherte Kenntnis bzw. Bewertung der Aktivitätsinventare von ca. 200 Radionukliden erforderlich.

Von Schritt zu Schritt werden beim Rückbau eines Kernkraftwerks die Anforderungen an die Kenntnis der Aktivitätsinhalte der Strukturen höher, da sowohl die geforderte Detaillierung seitens der Aufsichtsbehörde steigt als auch der Wunsch nach einer Optimierung – auch unter Kostengesichtspunkten – beim Abfallverursacher dies erfordert. Diese Detaillierung und Verfeinerung der Kenntnisse über die Radionuklidzusammensetzung kann entsprechend der vorausgegangenen Diskussion entweder schrittweise erfolgen oder der WTI-Verfahrensweise entsprechend möglichst frühzeitig erfolgen, um mehrfache Berechnungen und in der Folge wiederholte Planungsänderungen zu vermeiden. Hierdurch können sowohl erhebliche Zeitspannen beim Rückbau als auch Kosten für den Rückbau, die Abfallhandhabung und -dokumentation eingespart werden.

Aus diesem Grunde wurde von *WTI* eine Berechnungsmethode als Kombination von Monte-Carlo-Berechnung mit MCNP und Aktivitätsbestimmung mit ORIGEN-S entwickelt und validiert, um die Nuklidkonzentrationen in Komponenten und Strukturen für den Rückbau von Kernkraftwerken frühzeitig und möglichst zuverlässig zu berechnen. Die dargestellten Vergleiche von Rechnungen mit Messungen von Neutronenfluenzen, Aktivitätskonzentrationen sowie Neutronen- und Gammadosisleistungen an verschiedenen Reaktoren haben verdeutlicht, dass die methodische Vorgehensweise bei der geometrischen Abbildung, die Erfassung der neutronischen Entwicklung des Reaktorkerns während der Betriebsphase und der Strahlungstransport angemessen erfasst werden. Die Berechnungsergebnisse geben die gemessenen Größen, z.B. Nuklidaktivitäten und Dosisleistungen, in der Regel mit R/M-Verhältnissen zwischen 0,9 und 2 wieder. Somit eignet sich die entwickelte Methode zur zuverlässigen Berechnung von neutroneninduzierten Nuklidaktivitäten sowohl für kernnahe hochaktivierte Strukturen innerhalb des RDB als auch für kernfernere mittel- und schwachaktivierte Strukturen außerhalb des RDB von SWR- und DWR-Anlagen.

Da die für die Bewertung der radiologischen Gebindeeigenschaften und für die Erstellung von Dokumentationen erforderlichen Nuklidaktivitäten durch die hier vorgestellte Berechnungsmethode mit hoher Genauigkeit vorliegen, lassen sich daraus optimierte Verpackungskonzepte und die benötigten Unterlagen zur endlagergerechten Dokumentation frühzeitig erstellen und bieten somit ein hohes Maß an Planungssicherheit in Rückbauprojekten.

Literaturverzeichnis


[1] P. Brennecke (Hrsg.): *Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember) – Endlager Konrad –* Bundesamt für Strahlenschutz, SE-IB-29/08-Rev-2, Dezember 2014

[2] J. T. Goorley et al.: *Initial MCNP6 Release Overview – MCNP6 Version 1.0*, LA-UR-13-22934 (2013)

[3] S. W. Mosher et al.: *ADVANTG – An Automated Variance Reduction Parameter Generator*, ORNL/TM-2013/416 (08/2015)

[4] ORIGEN-S: Depletion Module to Calculate Neutron Activation, Actinide Transmutation, Fission Product Generation, and Radiation Source Terms, in /5/, Sect. F7, February 2012

[5] SCALE: *A Comprehensive Modelling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analyses and Design*, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, June 2011 upgrade to Version 6.1.2, February 2012

[6] P. Kruse, F. Hüttner, P.-W. Phlippen: *Determination of representative nitrogen contents for the activity calculation of core components with respect to the C-14 activity*. atw Vol. 60 (2015) Issue 10, pp. 580 - 582

[7] *Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV)* (BGBl. I S. 1714; 2002 I S. 1459), zuletzt geändert durch Artikel 5 Absatz 7 des Gesetztes vom 24. Februar 2012 (BGBl. I S. 212)

[8] *Europäisches Übereinkommen vom 30. September 1957 über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße* (ADR) (BGBl. 1969 II S. 1489), Anlagen A und B in der Fassung der Bekanntmachung vom 03. Juni 2013 (BGBL. 2013 II S. 648), geändert durch die 24. ADR-Änderungsverord¬nung vom 6. Oktober 2014 (BGBl. 2014 II S. 722) und korrigiert durch die Berichtigung zur 24. ADR-Änderungsverordnung vom 9. März 2015 (BGBl. 2015 II S. 350)

**Authors**

Prof. Dr.-Ing. Peter-W. Phlippen
Dr. rer. nat. Luc Schlömer,
Dipl.-Ing. Roger Vallentin
WTI Wissenschaftlich-Technische Ingenieurberatung GmbH
Karl-Heinz-Beckurts-Str. 8
52428 Jülich, Germany

Dipl.-Ing. Bernard Lukas
EnBW Kernkraft GmbH
Kernkraftwerk Philippsburg
P.O. Box 11 40
76652 Philippsburg, Germany

Dipl-Ing. (FH) Stefan Palm
EnBW Kernkraft GmbH
Kernkraftwerk Neckarwestheim
Im Steinbruch
74382 Neckarwestheim, Germany