

**Generische Studie
zum Zusammenhang
zwischen Kontamination
von Primärkreislauf-
medien und beruflicher
Strahlenexposition bei
Kernkraftwerken mit
Druckwasserreaktor**

Generische Studie zum Zusammenhang zwischen Kontamination von Primärkreislauf- medien und beruflicher Strahlenexposition bei Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor

Abschlussbericht

Andreas Artmann
Gerd Bruhn
Sebastian Schneider
Erik Strub (Universität zu Köln)

Januar 2016

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende FE-Vorhaben 3612S70025 wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) durchgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

Deskriptoren:

Kontamination Primärkreislaufmedien, berufliche Strahlenexposition, generischer Druckwasserreaktor, Primärkreisdekontamination, Aktivierung, Kontamination, Nuklidvektor, 3D-Modellierung, MicroShield, ISOE-Datenbank, Komponenten Primärkreislauf, Auswirkungen Hotspots, Auswertung Kühlmitteldaten

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung	1
2	Primärkreislaufkontamination in Druckwasserreaktoren, resultierende radiologische Größen und ihre Simulation.....	3
2.1	Kontaminationen im Primärkühlmittel.....	3
2.1.1	Ursprung von Kontaminationen im Primärkühlmittel.....	3
2.1.2	Lösungs-, Transport- und Ablagerungsverhalten von Kontaminationen	9
2.1.3	Einflussfaktoren des Lösungs-, Transport- und Ablagerungsverhaltens von Kontaminationen	11
2.1.4	Überblick über Dekontaminationsverfahren in Druckwasserreaktoren	17
2.1.5	Daten zu tatsächlichen Kontaminationen im Primärkreislauf	24
2.1.6	Modellierung der Konzentrationen von Radionukliden im Primärkreislauf.....	27
2.2	Konsequenzen für die weitere Vorgehensweise	30
2.3	Ortsdosisleistungen in Druckwasserreaktoren	31
2.3.1	Daten zu Ortsdosisleistungen in Druckwasserreaktoren	31
2.3.2	Parametrisierung radiologisch relevanter Unterschiede von Siemens/KWU-Anlagen	33
2.3.3	Modellierung von Ortsdosisleistungen	34
2.4	Tätigkeitsbezogene Strahlenexposition.....	35
2.4.1	Daten zur tätigkeitsbezogenen Strahlenexposition in DWR	35
2.4.2	Relevante Modellierungs- und Simulationswerkzeuge für Tätigkeiten.....	39
2.4.3	Zusammenfassung zu tätigkeitsbezogenen Personendosen	39
3	Modellierung	41
3.1	Modellierung von im Primärkreislaufmedium gelösten Radionukliden (Nuklidvektoren).....	42
3.1.1	Auswahl von zu berücksichtigenden Radionukliden.....	43
3.1.2	Typische Radionuklidvektoren für bestimmte Betriebszustände.....	44
3.1.3	Bewertung der Radionuklidvektoren und weitere Annahmen für bestimmte Betriebszustände.....	47

3.1.4	Quantifizierung der Radionuklidvektoren für bestimmte Betriebszustände und Anlagengenerationen im gefüllten System.....	48
3.1.5	Bestimmung der Aktivitätskonzentrationen anhaftender Radionuklide im entleerten System	53
3.1.6	Modellierung der Reinigung des Primärkreislaufes	58
3.1.7	Ansätze zur Abbildung der Systemdekontamination auf die komponentenspezifischen Nuklidvektoren	58
3.2	Modellierung der Dosisleistung im Primärkreislauf.....	61
3.3	Geometrische Modellierung	62
3.3.1	Modellierung eines DWR-Primärkreislaufs.....	62
3.3.2	Materialien und Maße ausgewählter Teile des Primärkreislaufes.....	65
3.3.3	Koordinatentransformation zwischen Sketchup und MicroShield im Detail	77
3.3.4	Abbildung von dosisintensiven Tätigkeiten in Ortsdosisleistungsfeldern während der Revision auf das generische Modell	81
3.3.5	Analyse und Vorauswahl von Tätigkeiten	81
3.3.6	Auswahl von ODL-Messpunkten im 3D-Modell	85
4	Durchführung und Ergebnisse der Simulation.....	89
4.1	Referenzfall: Tätigkeiten an den Hauptkühlmittelpumpen unter Berücksichtigung ausschließlich im Primärkühlmittel gelöster Nuklide	89
4.2	Berücksichtigung anhaftender Kontamination im entleerten System.....	93
4.2.1	Referenzfall: Revisionsbedingte Tätigkeiten im Bereich der Hauptkühlmittelpumpen	93
4.2.2	Referenzfall: Tätigkeiten im Bereich des Druckhalters	95
4.2.3	Referenzfall: Wirbelstromprüfungen am Dampferzeuger.....	98
4.3	Ergebnis-Auswertung zur Simulation der Referenz-Tätigkeiten	102
4.4	Auswirkung von Systemdekontaminationen.....	105
4.4.1	Anwendung der Systemdekontamination auf den Referenzfall „Hauptkühlmittelpumpe“ Generation 2	106
4.4.2	Anwendung der Systemdekontamination auf den Referenzfall „Hauptkühlmittelpumpe“ Generation 3	107
4.4.3	Ergebnis-Diskussion zur Simulation von Systemdekontaminationen.....	108

4.4.4	Testfall: Hot-Spot am Dampferzeuger bei Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe	109
5	Diskussion	115
6	Zusammenfassung und Ausblick.....	119
	Abbildungsverzeichnis.....	121
	Tabellenverzeichnis.....	123
	Literaturverzeichnis.....	127

1 Einleitung

Ein erheblicher Anteil der Strahlenexposition des Personals in Kernkraftwerken (KKW) steht im Zusammenhang mit der Dosisleistung, die durch Aktivierung und Kontamination des Primärkreislaufes verursacht wird. Die Dosisleistung durch aktivierte Strukturen kann im Nachhinein praktisch nur noch durch Abschirmungen beeinflusst werden. Im Gegensatz dazu können Kontaminationen des Kühlmittels (Leichtwasser) und des Primärkreislaufes durch geeignete Dekontaminationsmaßnahmen auch im Nachhinein gesenkt werden. Dies erschließt ein Potenzial, die Dosisleistung zu reduzieren und damit die Exposition des Personals zu senken. Dies betrifft Tätigkeiten in der Betriebsphase, einschließlich der Revision, und in der Phase der Stilllegung des KKW, bei denen vorhandene Kontaminationen an Primärkreislaufkomponenten eine wichtige Strahlenquelle darstellen.

Zur Untersuchung dieser Zusammenhänge werden im vorliegenden Forschungsvorhaben Ortsdosisleistungen (ODL) und Daten zur beruflichen Strahlenexposition für einen modellartigen (generischen) Druckwasserreaktor (DWR) simuliert. Ausgehend von der Analyse der chemischen und physikalischen Prozesse im Primärkreislauf (u. a. bzgl. Entstehung und Ablagerung radioaktiver Stoffe) werden daraus resultierende Ortsdosisleistungen und deren Einfluss auf die Strahlenexposition des Personals bei mittelbaren und unmittelbaren Tätigkeiten im Bereich der Primärkreislaufkomponenten betrachtet. Die Erarbeitung der relevanten Annahmen für die Simulation stützt sich auf vorliegende Kenntnisse und Daten zur tatsächlichen Kontamination von Primärkreislaufmedien in DWR und vorliegenden Kenntnissen zu Tätigkeiten in KKW.

Neben der Untersuchung des Zusammenhangs zwischen Primärkreislaufkontamination und Ortsdosisleistung bzw. beruflicher Strahlenexposition wird auch der Einfluss von Dekontaminationsmaßnahmen und von Maßnahmen zur Anpassung der Wasserchemie zur Vermeidung, Reduzierung bzw. dauerhaften Verringerung von Primärkreislaufkontamination untersucht. Die Untersuchungen geben auch Aufschluss darüber, in welchem Umfang Dekontaminationsmaßnahmen im Rahmen der Vorbereitung der Stilllegung eines KKW durchgeführt und welche Expositionsreduktionen erreicht werden können.

Ziel des Forschungsvorhabens ist es insgesamt, die bisherigen Kenntnisse zu den Zusammenhängen zwischen Primärkreislaufkontaminationen, Ortsdosisleistungen und Strahlenexposition des Personals aufzubereiten, Modelle zur Abschätzung der Strah-

lenexposition zu entwickeln bzw. weiterzuentwickeln und Grundlagen für Prognose-
tools zur Wirksamkeit von Dekontaminationsverfahren zu erarbeiten.

Der gewählte generische Ansatz stellt sicher, dass die Ergebnisse des Forschungsvor-
habens von allgemeiner Bedeutung für verschiedene KKW mit DWR sind.

Das Forschungsvorhaben leistet damit einen Beitrag zum Stand von Wissenschaft und
Technik und trägt zur Weiterentwicklung des beruflichen Strahlenschutzes im Betrieb
aber auch in der Stilllegung von KKW bei und knüpft an aktuelle nationale und interna-
tionale Diskussionen zu Systemdekontaminationen in KKW, insbesondere in deut-
schen DWR an.

2 Primärkreislaufkontamination in Druckwasserreaktoren, resultierende radiologische Größen und ihre Simulation

In diesem Abschnitt wird zunächst der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf die vorliegende Studie dargestellt. Diese Darstellung gliedert sich in drei Unterkapitel.

- Zunächst wird der Ursprung von Kontaminationen im Primärkühlmittel beleuchtet und zugehörige chemische und physikalische Prozesse sowie die Möglichkeit ihrer Modellierung werden beschrieben,
- anschließend wird auf den vorhandenen Wissensstand bzw. Datenbestand zu Ortsdosisleistungsfeldern in DWR und zugehörige Simulationswerkzeuge eingegangen,
- schließlich wird der Wissensstand in Bezug auf tätigkeitsbezogene Strahlenexpositionen dargestellt und der aktuelle Stand der Simulation radiologisch relevanter Größen wiedergegeben.

Aus dem in Einzelkapiteln dargelegten Sachstand motiviert sich das in dieser Studie gewählte Vorgehen bei der Simulation von tätigkeitsbezogenen Expositionsdaten im Zusammenhang mit Kontaminationen im Primärkreislauf.

2.1 Kontaminationen im Primärkühlmittel

Zu Kontaminationen im Primärkühlmittel existieren sowohl ein umfassender Datenbestand gemessener Kontaminationen als auch umfangreiche Fachliteratur zu deren Ursprung, zu Transportprozessen im Reaktor und zu Faktoren, welche die Bildung und die Verbreitung von Kontaminationen im Primärkreis beeinflussen. Eine Auswertung der grundlegenden Literatur sowie aktueller Erkenntnisse ist nachfolgend dargestellt.

2.1.1 Ursprung von Kontaminationen im Primärkühlmittel

Der Ursprung von Kontaminationen im Primärkühlmittel sowie zugrunde liegende chemische und physikalische Prozesse sind im Prinzip bekannt und u. a. in /NEE 97/ umfassend beschrieben. Eine vereinfachte Skizze beteiligter Prozesse und resultierender Konzentrationen von Radionukliden im Primärkreislauf eines DWR ist in Abb. 2.1 dargestellt. Im Folgenden werden diese Prozesse näher erläutert.

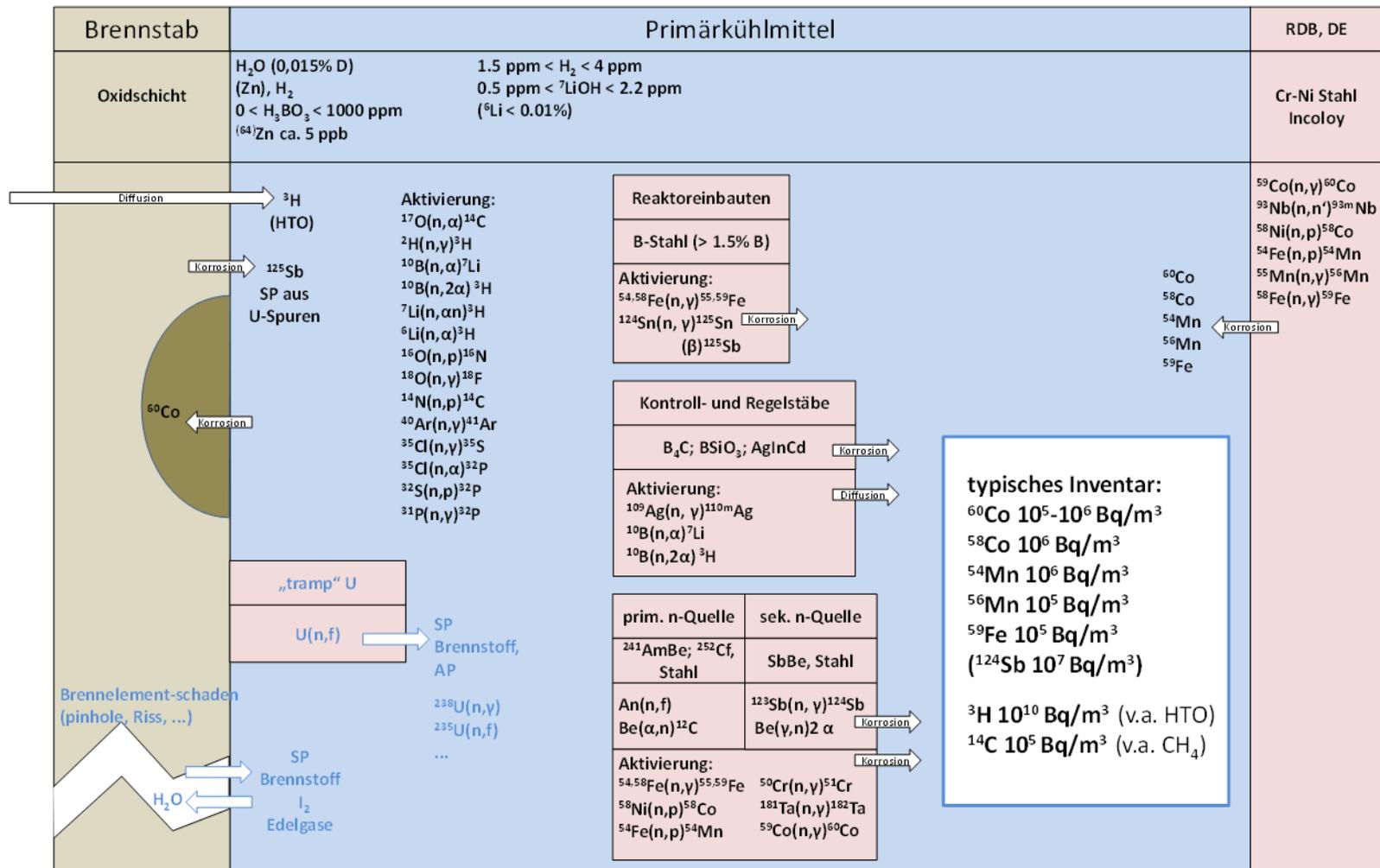


Abb. 2.1 Physikalisch-chemische Vorgänge, resultierende Konzentrationen von Radionukliden im DWR-Primärkreislauf (nach /NEE 97/)

Einerseits können Stoffe, die in z. T. geringen Mengen im Primärkühlmittel selbst enthalten sind, durch Kernreaktionen aktiviert werden. Beispielsweise entsteht ^{16}N in der Kernreaktion



durch Neutronenaktivierung des Primärkühlmittels. Ein anderes Beispiel ist die Aktivierung von ^{40}Ar in der Kernreaktion



Argon ist mit einem Gehalt von knapp 1 % Bestandteil der Luft und in geringen Mengen im Primärkühlmittel gelöst.

Die wichtigsten Aktivierungsprodukte des Primärkühlmittels selbst, von gelösten Verunreinigungen und von im Primärkreislauf gelöster Luft sind in Tab. 2.1 aufgelistet.

Tab. 2.1 Ursprung der Hauptaktivierungsprodukte von Primärkühlmittel, Primärkühlmittelverunreinigungen und Luft im Primärkreislauf (angepasst aus /OAE 14/)

Aktivierungsprodukt	Reaktion	HWZ	Quelle
^{16}N	$^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$	7,13 s	Aktivierung von ^{16}O im Primärkühlmittel
^{13}N	$^{16}\text{O}(p,\alpha)^{13}\text{N}$	9,96 m	Aktivierung von ^{16}O im Primärkühlmittel durch Rückstoßprotonen
^{18}F	$^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$	109,7 m	Aktivierung von ^{18}O im Primärkühlmittel durch Rückstoßprotonen
^3H	$^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}(n,n\alpha)^3\text{H}$	12,3 a	Aktivierung von ^{10}B und ^6Li (Zusätze zur Regelung von Reaktivität und pH) Aktivierung von ^2H im Primärkühlmittel (Anteil 0,01 % an H)
	$^{10}\text{B}(n,2\alpha)^3\text{H}$		
	$^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$		
	$^7\text{Li}(n,n\alpha)^3\text{H}$		
	$^2\text{H}(n,\gamma)^3\text{H}$		
^{42}K	$^{41}\text{K}(n,\gamma)^{42}\text{K}$	12,36 h	Aktivierung von K (Zusatz zur Regelung des pH-Werts)
^{14}C	$^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$	5730 a	Aktivierung von Primärkühlmittel und im Primärkühlmittel gelösten Verunreinigungen
	$^{17}\text{O}(n,\alpha)^{14}\text{C}$		
	$^{13}\text{C}(n,\gamma)^{14}\text{C}$		
^{24}Na	$^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$	23 h	Aktivierung von im Primärkühlmittel gelöstem ^{23}Na (Verunreinigung)
^{32}P	$^{35}\text{Cl}(n,\alpha)^{32}\text{P}$	14,26 d	Aktivierung von Primärkühlmittel und im Kühlmittel gelösten Verunreinigungen
	$^{35}\text{Cl}(n,\alpha)^{32}\text{P}$		
	$^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$		
^{35}S	$^{35}\text{Cl}(n,p)^{35}\text{S}$	87,5 d	Aktivierung von Primärkühlmittel und im Primärkühlmittel gelösten Verunreinigungen
^{38}Cl	$^{37}\text{Cl}(n,\gamma)^{38}\text{Cl}$	37 m	Aktivierung von im Primärkühlmittel gelöstem ^{37}Cl (Verunreinigung)
^{41}Ar	$^{40}\text{Ar}(n,\gamma)^{41}\text{Ar}$	1,83 h	Aktivierung von im Primärkühlmittel gelöstem ^{40}Ar
^{65}Zn	$^{64}\text{Zn}(n,\gamma)^{65}\text{Zn}$	244 d	Aktivierung von im Primärkühlmittel gelöstem ^{64}Zn (Zn-Injektion)

Andererseits können Stoffe aus den Strukturmaterialien aktiviert werden. Dabei kann entweder in den kernnahen Strukturen eine Aktivierung erfolgen und die Radionuklide werden anschließend durch Korrosion im Primärkühlmittel gelöst, oder es findet erst eine Lösung eines (inaktiven) Materials im Primärkühlmittel statt, das beim Durchgang durch Bereiche hohen Neutronenflusses (Reaktorkern) aktiviert wird. Beispielsweise entsteht ^{60}Co durch Neutronenaktivierung von kobalthaltigem Stahl in der Kernreaktion



und ^{54}Mn durch n,p-Reaktion aus in Stahl enthaltenem Eisen.



Ein weiteres Beispiel bildet die Aktivierung von Antimon, welches z. B. häufig in Lagern von Hauptkühlmittelpumpen enthalten ist:



Die wichtigsten Aktivierungsprodukte aus Strukturmaterialien und Reaktordruckbehältereinbauten sind in Tab. 2.2 aufgelistet.

Tab. 2.2 Ursprung der Hauptaktivierungsprodukte aus Strukturmaterial und Reaktordruckbehältereinbauten im Primärkreislauf (extrahiert aus /NEE 97/)

Aktivierungsprodukt	Reaktion	HWZ	Quelle
^3H	$^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$	12,3 a	Aktivierung und Korrosion sekundärer n-Quellen (SbBe)
^{51}Cr	$^{50}\text{Cr}(n,\gamma)^{51}\text{Cr}$	27,7 d	Aktivierung und Korrosion sekundärer n-Quellen (Hülle)
^{54}Mn	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	312,2 d	Aktivierung Strukturmaterialien
^{56}Mn	$^{55}\text{Mn}(n,\gamma)^{56}\text{Mn}$	2,58 h	Aktivierung Strukturmaterialien
^{55}Fe	$^{54}\text{Fe}(n,\gamma)^{55}\text{Fe}$	2,73 a	Aktivierung Strukturmaterialien
^{59}Fe	$^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$	44,5 d	Aktivierung Strukturmaterialien
^{57}Co	$^{58}\text{Ni}(n,pn)^{57}\text{Co}$	271,79 d	Aktivierung Strukturmaterialien
^{58}Co	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	70,86 d	Aktivierung Strukturmaterialien
^{60}Co	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$	5,272 a	Aktivierung Strukturmaterialien
^{63}Ni	$^{62}\text{Ni}(n,\gamma)^{63}\text{Ni}$	100 a	Aktivierung Strukturmaterialien
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	$^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$	249,9 d	Aktivierung Regelstäbe
^{124}Sb	$^{123}\text{Sb}(n,\gamma)^{124}\text{Sb}$	60,3 d	Aktivierung und Korrosion sekundärer n-Quellen (SbBe)
^{125}Sb	$^{124}\text{Sn}(n,\gamma)^{125}\text{Sn}(\beta)^{125}\text{Sb}$	2,77 a	Aktivierung und Korrosion sekundärer n-Quellen (SbBe)
^{125}Sn	$^{124}\text{Sn}(n,\gamma)^{125}\text{Sn}$	9,54 d	Aktivierung Strukturmaterialien
^{182}Ta	$^{181}\text{Ta}(n,\gamma)^{182}\text{Ta}$	114,43 d	Aktivierung Strukturmaterialien

Schließlich können einige Stoffe aus dem Kernbrennstoff in den Primärkreislauf gelangen. Auch bei vollständig intakten Brennelementen können Edelgase, wie das Spaltprodukt ^{133}Xe oder in geringen Mengen auch Tritium (^3H), durch die Brennelementhülle diffundieren. Im Falle von Brennelementdefekten gelangen auch andere leicht flüchtige Stoffe wie ^{131}I oder ^{137}Cs ins Kühlwasser. Bei schwereren Brennelementdefekten können schließlich auch schwer flüchtige und schwerer lösliche Nuklide ins Primärkühlmittel gelangen, s. Tab. 2.3.

Tab. 2.3 Radionuklide aus Spaltprodukten und Kernbrennstoff im Primärkühlmittel (überwachte Radionuklide aus der Praxis (Berichte der Reaktorsicherheitskommission (RSK-Berichte)))

Radionuklid	HWZ
^3H	12,3 a
^{85}Kr	10,76 d
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	4,48 h
^{87}Kr	76,3 m
^{88}Kr	2,84 h
^{89}Kr	3,18 m
^{89}Sr	50,5 d
^{90}Sr	28,64 a
^{95}Nb	34,97 d
^{95}Zr	64,0 d
^{103}Ru	39,35 d
^{106}Ru	373,6 d
$^{123\text{m}}\text{Te}$	119,7 d
^{131}I	8,02 d
$^{131\text{m}}\text{Xe}$	11,9 d
^{133}Xe	5,25 d
$^{133\text{m}}\text{Xe}$	2,19 d
^{135}Xe	9,1 h
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	15,3 m
^{137}Xe	3,83 m
^{138}Xe	3,83 m
^{134}Cs	2,06 a

Radionuklid	HWZ
¹³⁷ Cs	30,17 a
¹⁴⁰ Ba	12,75 d
¹⁴⁰ La	40,272 h
¹⁴¹ Ce	32,5 d
¹⁴⁴ Ce	284,8 d
²³⁸ Pu	87,74 a
²³⁹ Pu	24110 a
²⁴⁰ Pu	6563 a
²⁴¹ Am	423,2 a
²⁴² Cm	162,94 d
²⁴⁴ Cm	18,1 a

Je nach der Größe der entsprechenden Wirkungsquerschnitte der Kernreaktionen und den spezifischen Aktivitäten dieser Stoffe können dabei im Prinzip bereits äußerst kleine Konzentrationen der entstehenden Radionuklide im Primärkühlmittel zu einer erheblichen Dosisleistung führen.

2.1.2 Lösungs-, Transport- und Ablagerungsverhalten von Kontaminationen

Schon seit Jahrzehnten ist bekannt, dass das Lösungsverhalten von Aktivierungsprodukten im Primärkühlmittel in verschiedenen Betriebsphasen stark unterschiedlich sein kann /SCH 84/. Häufig zeigt sich beim Wechsel des Zustandes vom Leistungsbetrieb bei rund 300°C bei ca. 15 MPa mit basischem pH hin zum (revisionsbedingten) drucklosen, kalten Zustand mit saurem pH eine Erhöhung der Löslichkeit der Aktivierungsprodukte. In der Folge steigt die messbare Aktivität der betroffenen Nuklide im Primärkühlmittel und führt zu erhöhten Ortsdosisleistungen. Andererseits bietet die erhöhte Löslichkeit somit das Potenzial, eine Dekontamination mithilfe des für den Betrieb vorhandenen Reaktorwasserreinigungssystems vor den Revisionsarbeiten durchzuführen.

Um während des Leistungsbetriebs Verfrachtungen von Korrosionsprodukten und die Aktivierung derselben zu reduzieren, kann ein konstanter Lastbetrieb (anstelle eines Lastfolgebetriebs) vorteilhaft für die Minimierung von Dosisleistungen sein /SCH 85/. Bereits vergleichsweise kleine Leistungsabsenkungen im KKW Grafenrheinfeld (KKG) führten zu Korrosionsproduktverfrachtungen. Abfahrvorgänge führen zu einem erhebli-

chen Anstieg der Aktivitäten von Kobalt- und Antimonisotopen /SCH 88/. Durch die heutige Verwendung einer modifizierten, koordinierten Kühlmittelchemie unter Einsatz von mit ^{10}B -angereicherter Borsäure und dynamischer Lithium-Hydroxid-Gabe können negative Einflüsse des Lastfolgebetriebs allerdings weitgehend vermieden werden /BOL 13/.

Mit wachsendem Verständnis der chemischen Vorgänge beim An- und Abfahren von KKW, wurden Mitte der 80er Jahre spezielle Anfahr- bzw. Abfahrprogramme entwickelt, z. B. für das KKW Biblis (KWB) /SCH 86/. Diese berücksichtigen die zeitabhängige und teilweise abgestufte Einstellung der Parameter Temperatur, Bor-, Lithium- und Sauerstoffkonzentration bei gleichzeitiger Veränderung des pH-Wertes. Die Effizienz des Reaktorwasserreinigungssystems ließ sich damit steigern. Ein Schema der Parameteränderungen mit der Zeit ist in Abb. 2.2 dargestellt.

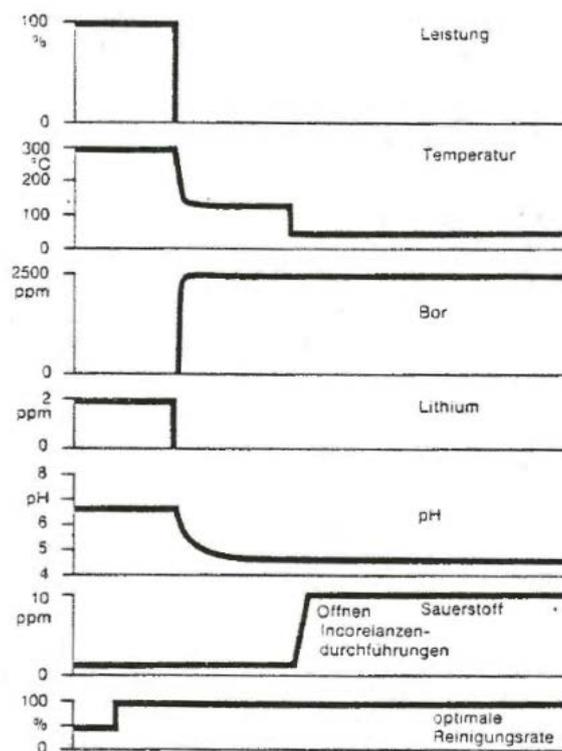


Abb. 2.2 Standardisiertes Abfahrprogramm, wie es in den 1980er Jahren etabliert wurde /SCH 86/

Unter Umständen lassen sich auch einmal entstandene Radionuklide nur sehr schwer reduzieren, wie das Beispiel ^{124}Sb zeigt. Dieses u. a. aus der Aktivierung von Dichtungen stammende Radionuklid lagert sich während des Leistungsbetriebes durch die hohen Temperaturen an den Strukturen des kernnahen Bereiches an, vermutlich in me-

tallischer Form. Im temperatur- und drucklosen Zustand lösen sich diese Kontaminationen unter Oxidation, bilden aber neutrale Spezies (Antimonsäure, HSbO_2), so dass sie vom Reaktorwasserreinigungssystem nur ungenügend erfasst werden, da dieses nur geladene Teilchen erfasst /NEE 97/. D. h. einmal im Kern vorhandenes Material wird immer wieder adsorbiert und beim Abfahren desorbiert, selbst wenn die ursprüngliche Quelle beseitigt werden kann.

2.1.3 Einflussfaktoren des Lösungs-, Transport- und Ablagerungsverhaltens von Kontaminationen

Die Konzentrationen von Radionukliden im Primärkreislauf werden von unterschiedlichen Parametern beeinflusst. Die chemische Zusammensetzung der verwendeten Materialien, die Reaktorwasserchemie, Reinigungsprozesse usw. wirken sich entscheidend auf die Radionuklidkonzentrationen und damit die Gesamtaktivität des Primärkreislaufmediums aus. Beispielhaft werden hier einige der wichtigsten Parameter dargestellt, die die Konzentrationen von Radionukliden im Primärkreislauf wesentlich bestimmen.

2.1.3.1 Kobaltauflösung in Chromnickelstählen

Die chemischen Vorgänge bei der Auflösung von Kobalt aus Bauteilen des Reaktor-druckbehälters hängen von den verwendeten Materialien ab und sind im Allgemeinen von vielen Größen, wie beispielsweise Temperatur und pH-Wert, abhängig. Im Falle austenitischer Chromnickelstähle befindet sich eine passivierende Oxidschicht auf dem Metall, welche aus gemischten Spinellen der Formel AB_2O_4 , mit A,B = Metallkationen besteht /HEP 86/. Diese Oxidschicht wirkt der weiteren Oxidbildung entgegen und schränkt die Metallauflösung ein. Dennoch findet eine Auflösung der oxidischen Spinelle in Wasser statt. Bei der zur Auflösung führenden Reaktion handelt es sich um die Hydrolyse von Sauerstoffbrücken. Ein Schema dieser Reaktion ist in Abb. 2.3 gezeigt.

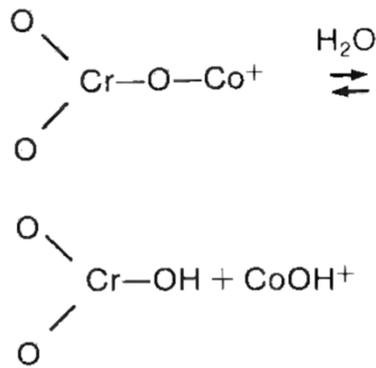


Abb. 2.3 Hydrolysereaktion, die zur Lösung von Kobalt im Primärkühlmittel führt /HEP 86/

Werden die passivierten Oxide gelöst, so geht Oxidschicht an der Oberfläche verloren, welche vom Metall neu gebildet wird. Hierzu ist der Transport von zweiwertigen Metallkationen erforderlich, so dass deren Diffusion letztlich die Auflösungsgeschwindigkeit begrenzt /HEP 86/.

2.1.3.2 Hüllrohrkorrosion

Die Brennelementhüllrohre in DWRen bestehen aus besonders korrosionsbeständigen Materialien mit geringem Wirkungsquerschnitt für Neutronen. Um diese Eigenschaften zu erreichen, wird auf Zirkalloy-Legierungen zurückgegriffen, welche überwiegend aus Zirkonium bestehen. Die Korrosion von Zirkonium und das Wachstum von Zirkoniumoxidschichten werden von der Sauerstoffdiffusion als geschwindigkeitsbestimmendem Schritt beeinflusst /MIN 12/. Mit längerer Betriebsdauer, bzw. höherem Abbrand der Brennelemente wächst die Korrosionsschicht sowohl intern als auch auf der Wasserseite und führt zu einer Verringerung des Spaltes zwischen Brennstoffpellet und Hüllrohrinnenwand. Der Druck steigt – auch auf Grund der Produktion gasförmiger Spaltprodukte – immer weiter an und begrenzt damit die Lebensdauer der Brennstäbe. Da die Zirkonkorrosion von der Sauerstoffdiffusion begrenzt wird, ist die entscheidende Größe somit ein druckabhängiger Sauerstoff-Diffusionskoeffizient. Höhere mechanische Spannungen führen im Allgemeinen zu einem verringerten Diffusionskoeffizienten. Die Untersuchungen in /MIN 12/ zeigen, dass die Lösung von Sauerstoff im Hüllrohrmantel als interne Zirkoniumstabilisierung und externe Destabilisierung interpretiert werden kann.

Die sich von den Hüllrohraußenseiten lösenden Zirkoniumoxidpartikel, die ins Primärkühlmittel gelangen, spielen hinsichtlich des Aktivitätsaufbaus und der Kontamination radiologisch betrachtet keine Rolle. Folge der Korrosion kann jedoch ein Versagen der Schutzwirkung der Hüllrohre sein, welche die Freisetzung von Spaltprodukten in den Primärkreislauf verhindern sollen. Insofern ist die Hüllrohrkorrosion indirekt von radiologischer Relevanz.

2.1.3.3 Zinkdosierung / Reinigung / Dekontamination

Zwar wird das Primärkühlmittel permanent gereinigt, dennoch können Kontaminationen immer wieder neu entstehen. Durch chemische Zusätze im Primärkreislauf werden stetig u. U. aktivierbare Verunreinigungen eingebracht und die radioaktiven Stoffe in den Strukturmaterialien bzw. Spaltprodukte werden kontinuierlich nachgebildet und können ins Primärkühlmittel gelangen. Durch Wasserchemie, Temperaturunterschiede oder Strömungseffekte können sich Radionuklide auch an bestimmten Stellen im Primärkreislauf ablagern bzw. anreichern.

Die Ortsdosisleistung in einer Anlage bzw. an einer bestimmten Stelle des Primärkreislaufes ergibt sich also aus der Wechselwirkung von Strukturmaterialien, Verunreinigungen, Wasserchemie, Kontaminationsentstehung, Korrosion, Ablagerungen und Geometrie der Anlage. Obwohl viele der beteiligten Prozesse bekannt sind und sich letztlich ein Großteil der zustande kommenden Dosisleistung auf bestimmte Nuklidgruppen zurückführen lässt, ist dieses Gesamtbild so komplex, dass beispielsweise die Wirksamkeit des Zusatzes von Zink oder ^{64}Zn -abgereichertem Zink zum Primärkühlmittel (zur Vermeidung von ^{60}Co -Kontaminationen) auch nach fast 20 Jahren des Einsatzes in DWR noch unterschiedlich, wenn auch überwiegend positiv bewertet wird /NEI 11/. Alternativen zur Zugabe von Zink, beispielsweise mit Magnesium, wurden Mitte der 1990er Jahre diskutiert /KOR 96/, /OEC 96/. Die positiven Eigenschaften von Zinkalternativen sind nicht eindeutig erwiesen (s. Abschnitt 2.1.3.4).

Der aktuelle Stand zur Modellierung solcher Prozesse, Einflussparameter und mögliche Realisierungen von Simulationen sind in /IAE 12/ dargestellt. Praktisch genutzt werden die Erkenntnisse zu den Kontaminationen des Primärkreislaufes in letzter Zeit verstärkt bei der Durchführung von Systemdekontaminationen zur Dosisreduzierung /BAS 12/. Dies betrifft sowohl Systemdekontaminationen während des Betriebes als auch Systemdekontaminationen nach dem Einstellen des Betriebes als Vorbereitung

der Stilllegung. Da im Betrieb der Großteil der gesamten Personendosis während der Revisionszeiten anfällt, sind auch solche Maßnahmen zu betrachten, welche dem Anstieg der Aktivität unmittelbar nach der Abschaltung einer Anlage entgegenwirken. Als relevantes Nuklid ist neben ^{60}Co hierbei insbesondere ^{124}Sb zu nennen. Eine Möglichkeit zur Reduzierung der ^{124}Sb -Konzentration im Primärkreislauf in DWR besteht in der kurzfristigen Einspeisung von H_2O_2 zur Bildung von abscheidfähigem Antimonat /STÖ 87/. Im Detail setzt sich z. B. /ERO 12/ mit der Abscheidung von Antimon aus dem Primärkreislauf auseinander.

Ogleich also das vorhandene Wissen um den Ursprung von Kontaminationen im Primärkreislauf und zugehörige chemische und physikalische Prozesse bereits praktisch genutzt wird, stehen relevante Einzelaspekte dieser Grundlagen nach wie vor in der wissenschaftlichen Diskussion und werden beispielsweise aktuell auf den Tagungen der International Radiation Protection Association (IRPA), z. B. /IRP 12/ sowie den Veranstaltungen des Information System on Occupational Exposure (ISOE), z. B., /ISO 10/, /ISO 12a/ und auf nationaler Ebene bei den Expertentreffen Strahlenschutz des TÜV Süd, z. B. /TÜV 12/ thematisiert. Vor dem Hintergrund des ISOE werden außerdem Treffen von Expertengruppen organisiert, die sich mit aktuellen Aspekten dieser Thematik befassen, z. B. die ISOE Expert Group on Water Chemistry and Source Term Management (ISOE-EGWC).

2.1.3.4 Nachweise der Wirkung von Zinkzugabe

Werden Zinkionen über das Primärkühlmittel zugegeben, so können sie in anhaftenden Oxidschichten an Systemkomponenten über den sogenannten Leerstellenmechanismus eindiffundieren und damit freie Oxidgitterplätze belegen und stabile Verbindungen mit z. B. Chromiten bilden, die stabiler als die entsprechenden Verbindungen mit Kobalt sind. Die Kobalt-Verbindungen können in der Folge in Lösung gehen und über die Reaktorwasserreinigung entfernt werden. Welches Oxid vorliegt, hängt unter anderem von der betrachteten Systemkomponente und der Zusammensetzung des Grundmetalls ab.

Zur Untersuchung, ob sich Zink in der Oxidschicht angereichert hat, lassen sich verschiedene physikalische Messmethoden anwenden. Die Tiefenabhängigkeit der Elementverteilung innerhalb der Oxidschicht sowie des Grundmetalls lässt sich quantitativ mit Hilfe der Sekundärionenmassenspektrometrie (SIMS) ermitteln. In der Arbeit von

Jürgensen et al. /JUE 00/ sind Tiefenprofile für repräsentative Atome mit atomaren Masseneinheiten zwischen 51 und 69 aus dem KKW Obrigheim (KWO) abgebildet. Es zeigt sich, dass Zink im Bereich der ca. 3,5 µm dicken Oxidschicht deutlich höher konzentriert ist als im darunter liegenden Grundmetall. Ähnliche Untersuchungen, die am KWB durchgeführt wurden, zeigten, dass sich insbesondere chromreiche Partikel mit Zink anreichern, während chromarme Partikel weniger Zink aufnehmen. Des Weiteren zeigte sich, dass die erreichbare Zinkkonzentration eine Funktion der Zinkinjektionsdauer ist.

In deutschen KKW, die mit Zinkzugabe im Primärkühlmittel arbeiten, wurde die Zinkeinspeisung erst nach mehreren Betriebszyklen begonnen. Folglich konnte zuvor die Lösung, Aktivierung und Ablagerung von (kobalthaltigen) Korrosionsprodukten über mehrere Jahre stattfinden. Die Wirkung der Zinkzugabe entfaltet sich aufgrund der zeitabhängigen Diffusions-, Lösungs- und Reinigungsvorgänge folglich kontinuierlich über einen Zeitraum von mehreren Jahren. Erfolgt die Zinkzugabe hingegen ab dem ersten Betriebszyklus, lassen sich in Siemens/KWU-Anlagen der Generation 2 – trotz höheren Anteils kobalthaltiger Materialien – die gleichen niedrigen Ortsdosisleistungen erreichen wie in Konvoi-Anlagen /ISO 12b/, /STE 06/, /STE 12/. Ein konkretes Beispiel hierfür bildet das brasilianische KKW „Angra 2“ vom Biblis-Typ, das im Jahr 2000 mit sofortiger Zinkzugabe ans Netz ging. Wie Abb. 2.4 zeigt, liegt die Kontaktdosisleistung an der heißen Seite auch nach dem dritten Betriebszyklus auf dem Niveau der Konvoi- und Vor-Konvoi-Anlagen.

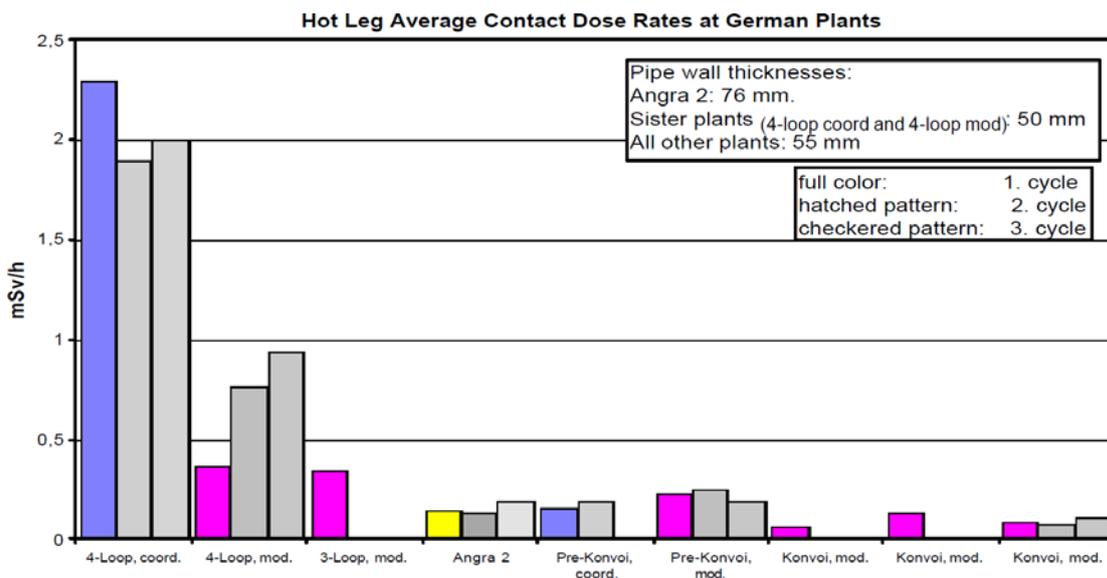


Abb. 2.4 Mittlere Kontaktdosisleistung an der heißen Seite für das KKW Angra 2 im Vergleich zu deutschen KKW verschiedener Generationen /STE 06/

Im Jahr 2012 waren international fast 80 DWR in Betrieb, die Zinkzugabe einsetzen /HEN 12/. Die Mehrzahl dieser KKW zeigt nach Beginn der Zinkzugabe zunächst einen Anstieg der Konzentrationen von ^{58}Co und ^{60}Co im Primärkühlmittel und eine anschließende langsame Absenkung im Verlauf der folgenden Betriebszyklen /NEI 11/. Dennoch können KKW gleicher Bauart mit vergleichbarer Betriebshistorie eine unterschiedliche Reaktion auf die Zinkzugabe zeigen, wie der Vergleich der US-amerikanischen KKW Byron-2 und Braidwood-2 in /NEI 11/ oder der Reaktoren des KKW Diablo Canyon demonstriert /HEN 12/. Ein Grund hierfür ist die variierende Masse an Korrosionsablagerungen im Primärkreislauf „CRUD“ (= „Chalk River Unidentified Deposit“), welche die Zinkaufnahme im Kern bestimmt. Dennoch zeigen die verschiedenen Reaktionen auf Zinkzugabe, dass die in Folge der Zinkzugabe ablaufenden Prozesse im Primärkreislauf auf Grund ihrer komplexen Wechselwirkungen noch nicht vollständig deterministisch erfassbar sind. Dies erschwert die exakte Modellierung dieser Prozesse in Form von deterministischen Computermodellen. Von einer Modellierung des Effektes der Zinkzugabe wird im Rahmen dieses Vorhabens daher abgesehen.

2.1.3.5 Effizienz des Reaktorwasserreinigungssystems (RWRS)

Das Reinigungssystem des Primärkühlmittels, Reaktorwasserreinigungssystem (RWRS) /OEC 12/, besteht unter anderem aus Deionisierern und Filtern unter Verwendung von Ionenaustauschern. Es dient der Entfernung von im Primärkühlmittel gelösten Zerfallsprodukten, die erwartungsgemäß im Betrieb entstehen und nicht der gezielten Dekontamination des Primärkreislaufes. Im Allgemeinen werden weniger als 5 % des gesamten Flusses über eine parallele Leitung (Bypass) geleitet und so dem Reinigungssystem zugeführt. Insbesondere beim Abfahren und dem damit verbundenen Anstieg der Konzentration des im Wasser gelösten $^{58/60}\text{Co}$ und $^{122/124}\text{Sb}$ oder bei der gezielten Reinigung ist die Effektivität eines RWRS begrenzt. Darüber hinaus ist die Effizienz für verschiedene Nuklide im Allgemeinen unterschiedlich. Neben den chemischen Unterschieden der Nuklide und der damit definierbaren Reinigungskonstante β des RWRS kommt auch ihre physikalische Halbwertszeit mit der Zerfallskonstanten λ zur Betrachtung der Gesamteffizienz hinzu. Damit lässt sich eine effektive Halbwertszeit für ein bestimmtes Nuklid angeben /OEC 12/:

$$T_{\text{Eff}} = \frac{\ln(2)}{(\lambda + \beta)} \quad (6)$$

Für große Unterschiede zwischen Reinigungs- und Zerfallskonstante kann jeweils entweder β oder λ vernachlässigt werden. Damit ist die Beschreibung der zeitabhängigen Konzentration eines Nuklids im Kühlmittel unter Nutzung des RWRS formal identisch zum radioaktiven Zerfall.

Wenngleich das RWRS ursprünglich nicht zur gezielten Dekontamination konstruiert wurde, wird es bei einer Vielzahl von Dekontaminationsverfahren ausgenutzt um gelöste Stoffe abzuscheiden und aufzufangen.

2.1.4 Überblick über Dekontaminationsverfahren in Druckwasserreaktoren

Die Dekontamination eines vollständigen Primärkreislaufs (FSD = Full System Decontamination) oder nur von Teilen eines Systems kann vorlaufend oder während einer Revision oder der Stilllegung durchgeführt werden.

Die Verfahren für die Dekontamination während einer Revision sollen einen möglichst hohen Dekontaminationsfaktor ($DF = \text{Aktivität}_{\text{vorher}} / \text{Aktivität}_{\text{nachher}}$) erreichen, damit das Personal einer geringeren Strahlenexposition ausgesetzt wird bzw. die Strahlenschutzmaßnahmen verringert und damit kostengünstiger werden können. Eine wichtige Voraussetzung für die angewendeten Verfahren ist, dass das System danach noch voll funktionstüchtig bleibt, d. h. die Strukturelemente und Komponenten des Primärkreislaufs durch die verwendeten Chemikalien nicht angegriffen oder in ihrer Funktion beeinträchtigt werden.

Eine FSD zur Vorbereitung oder im Rahmen der Stilllegung eines KKW kann häufig bereits im Rahmen der Betriebsgenehmigung in der Phase der Einstellung des Leistungsbetriebs durchgeführt werden. Zu diesem Zeitpunkt sind die Brennelemente in der Regel aus dem Reaktorkern entfernt. Bei der FSD im Vorfeld der Stilllegung soll es zu einem maximalen DF kommen, deshalb ist auch ein geringer chemischer Abtrag der Oberfläche der Gefäße und Einbauten erwünscht, um chemisch an der Oberfläche eingebaute oder auch in kleinen Schadstellen festgesetzte Nuklide auszutragen. Dafür können oberflächenaggressivere Verfahren genutzt werden, als im Rahmen einer Revision. Dadurch kann die Aktivität im Vergleich zur revisionsgerichteten Dekontamination nochmals erheblich verringert werden. Der erreichbare DF kann etwa eine Größenordnung höher sein /BER 08/. Danach kann bei späteren Arbeiten ein geringerer Strahlenschutzaufwand betrieben werden und ein größerer Teil der Anlage kann nach der Demontage der konventionellen Abfallentsorgung oder der Wiederverwertung zu-

geführt werden und muss nicht als radioaktiver Abfall behandelt, gelagert und entsorgt werden. Es können dabei auch einfachere Maßnahmen zur Demontage gewählt werden (z. B. Verzicht auf fernhantierte Demontage).

Verfügbare Dekontaminationsverfahren

Momentan sind auf dem internationalen Markt mehrere Verfahren vertreten. Die von AREVA entwickelte Prozessfamilie **CORD** (Chemische Oxidation Reduktion Dekontamination) ist in vielen Ländern für die FSD zertifiziert und kommt zur Anwendung. Auf dem US-amerikanischen Markt ist das Verfahren nicht zertifiziert /KIN 08/.

Neben diesem ansonsten international etablierten Verfahren, finden Neu- und Weiterentwicklungen auf Basis gewonnener Erkenntnisse statt. Ein Beispiel hierfür ist das **ASDOC_D** Verfahren /KON 13/. Auf dem US-amerikanischen Markt werden die von EPRI (Electric Power Research Institute) und AECL (Atomic Energy of Canada Limited) entwickelten Prozesse **LOMI**, **CAN-DECON** und **CAN-DEREM** (Canadian Decontamination and Remediation) genutzt /KIN 08/, wobei die kanadischen Verfahren in erster Linie auf CANDU-Reaktoren optimiert sind. Das auf einzelne Reaktordesigns spezialisierte Verfahren wie der **EMMAC**-Prozess /KIN 08/ wird vor allem in französischen Reaktoren angewandt. Die meisten Verfahren sind sowohl für die Dekontamination bei einer Revision einsetzbar und mit gewissen Abwandlungen der Chemikalien (häufig aggressiver Vorschritt) oder des Verfahrensablaufs (längere Dekontaminationszeiten, mehr Zyklen) auch für die Dekontamination vor der Stilllegung.

Dekontaminationsverfahren im Detail

Seit der Nutzung der Kernenergie wurden mit Radionukliden beladene Strukturteile von KKWs dekontaminiert. Für metallische Teile wurde schon 1949 die Dekontamination mittels Elektropolitur vorgeschlagen /WAK 12/. Dieses Verfahren eignet sich aber nicht für größere, im Allgemeinen noch komplette (Teil-)Systeme wie etwa Hauptkühlmittelpumpen oder einen Primärkreislauf.

In Deutschland wurde in den 1970er Jahren von Siemens/KWU aus dem **APAC** (Alkaline Permanganate Ammonium Citrate) Prozess **MOPAC** (Modified APAC) entwickelt. Hierbei wurde die Konzentration der eingesetzten Chemikalien soweit erniedrigt, dass der Prozess auch bei großen Teilen der Anlagen eingesetzt werden konnte /NEE 97/.

Beim **MOPAC** Prozess wird mit einer Kaliumpermanganatlösung zuerst die Oxidschicht auf den Bauteilen angelöst und u. a. vorhandenes schwerlösliches Cr(III) zu löslichem Cr(VI) oxidiert. Im Anschluss werden die leicht löslichen Radionuklide durch die eingesetzte Citrat/Oxalat-Lösung komplexiert, in Lösung gehalten und können so mit der Lösung abgetrennt werden. Der Nachteil dieses Verfahrens ist ein hoher Anfall an Sekundärabfall.

Der **MOPAC**-Prozess wurde von Siemens/KWU (jetzt: AREVA) weiterentwickelt und über **MOPAC 88**, **OZOX**, **HP/CORD** (HP=Permangansäure) zu **HP/CORD UV** weiterentwickelt, jeweils mit dem Ziel die entstehende Menge an Sekundärabfall weiter zu verringern. Bei **HP/CORD UV** wird im letzten Verfahrensschritt Wasserstoffperoxid zugegeben und durch Bestrahlung der Lösung mit ultraviolettem Licht wird das enthaltene Oxalat zu Kohlenstoffdioxid und Wasser abgebaut. Durch den Einsatz von leistungsfähigen Ionentauscherharzen ist es möglich, die Sekundärabfallmenge (u. a. Mangan aus der Oxidation) kleiner als die Primärabfallmenge (ausgetragene Radionuklide) zu halten. Das Verfahren wird mit Hilfe der von AREVA entwickelten externen AMDA (Automatische mobile Dekontaminations-Anlage) durchgeführt, die mit festen oder flexiblen Schläuchen an das KKW-System angeschlossen wird /KRU 09/.

Das AREVA-**HP/CORD-UV**-Verfahren ist sowohl in Deutschland als auch international (außer in den Vereinigten Staaten) das am häufigsten eingesetzte und für viele Reaktortypen zertifizierte Verfahren.

Eine aktuelle Neuentwicklung in Deutschland ist das **ASDOC_D**-Verfahren (Advanced System Decontamination by Oxidizing Chemistry). Es wurde von der NIS Ingenieurgesellschaft mbH entwickelt und befindet sich im Zertifizierungsprozess /KON 13/. Das „D“ hinter ASDOC bedeutet, dass es für DWR ausgelegt ist. Es wurde bereits im Mai 2012 eine Teilsystemdekontamination durchgeführt. Im Juni 2013 wurde erstmals eine FSD in KWB-A mit dem **ASDOC_D**-Verfahren durchgeführt. Bei diesem Verfahren wird die Permangansäurelösung nur sehr verdünnt zugegeben. Dadurch ist ein kontrollierter Abtrag der Oxidschichten möglich. Durch einen sehr niedrig gewählten pH-Wert ist die Reduktion des Mn(VII) zu Mn(II) gewährleistet, es entsteht kein unlöslicher Braunstein (MnO₂). Durch den niedrigen pH-Wert werden neben der Oxidation von Cr(III) zu Cr(VI) auch andere vorhandene Metalloxide gelöst und können mit Hilfe von Ionentauschern aus der Lösung gefiltert werden /BER 13/. Dies alles geschieht mit den im KKW vorhandenen Einrichtungen. Eine zusätzliche Kontamination externer Gerätschaften unterbleibt. Nach Beginn der Primärkreislaufdekontamination kam es zu Schäden an den Hauptkühlmittelpumpen, woraufhin die Dekontaminationsmaßnahme abgebrochen

wurde /UMH 13/. Detaillierte Informationen zu Ursache und Hergang des Vorfalles liegen den Autoren derzeit nicht vor.

Der **LOMI** (Low Oxidation-state Metal Ion) Prozess nutzt eine V(II)-Lösung zur Reduktion des Fe(III) in der Oxidschicht und Picolinsäure als komplexbildende Substanz. Hierbei entstehen große Mengen an flüssigem Abfall. Da die genutzte V(II)-Lösung oxidationsempfindlich ist, muss das gesamte System mit Inertgas gespült und die Lösung mit Hydrazin von Sauerstoff befreit werden /NEE 97/. Das **LOMI**-Verfahren sollte vor allem bei chromfreien Stählen angewendet werden. Ist Chrom noch in der Oxidschicht vorhanden, muss ein oxidierender Schritt vorangestellt werden um diese anzulösen. Hierfür wird entweder mit basischer Alkalipermanganat(AP)-Lösung oder mit salpetersaurer Permanganat(NP)-Lösung gearbeitet. Die Entwicklung der **LOMI**-Technologie erfolgte ab den 1980er Jahren für die US-amerikanische Organisation EPRI.

Eine Abwandlung des **LOMI** ist das **CITRIX/NITROX** Verfahren, bei dem salpetersaure Permanganatlösung (dann NITROX) und im Anschluss ein Gemisch aus einer Zitronensäuresalzlösung und Oxalsäure zugegeben wird /BRA 00/.

Die Verfahren **CAN-DECON** und **CAN-DEREM** (Canadian Decontamination and Remediation) wurden von der AECL in Kanada für die Reaktoren vom Typ CANDU entwickelt, aber später auch international für Siedewasserreaktoren (SWR) und DWR eingesetzt. Dabei wird Oxalsäure, Zitronensäure und Ethylendiamintetraacetat (EDTA) als komplexbildende Stoffe eingesetzt um die oxidischen Radionuklide zu lösen und in Lösung zu halten. **CAN-DEREM** ist dabei die oxalsäurefreie Variante, der bessere Materialverträglichkeit bei US-amerikanischen Reaktoren zugeschrieben wird. Bei einem Einsatz in einem DWR mit chromhaltigen Ablagerungen kann auch hier ein AP/NP-Schritt vorgeschaltet werden /MOR 86/.

Um die Verträglichkeit des Dekontaminationsverfahrens für Reaktoren US-amerikanischer Bauart zu erhöhen und den Angriff der Primärkreislaufmaterialien auszuschließen, wurde von Westinghouse das Verfahren **DCD** (dilute chemical decontamination) entwickelt, bei dem die Chemikalienkonzentration sehr viel niedriger ist als bei **LOMI** oder **CAN-DECON** /MOR 86/.

Für die Dekontamination vor der Stilllegung hat das EPRI das Verfahren **EPRI-DFD** (decontamination for decommissioning) entwickelt. Dabei wird Tetrafluoroborsäure zum Lösen der Oxide genutzt und mit Hilfe von Permanganat das Oxidationspotential eingestellt /KIN 08/. Die gelösten Metalle werden dann mit Hilfe von Ionentauschern her-

ausgefiltert.

Von der EdF (Électricité de France) wurde das **EMMAC**-Verfahren entwickelt, das rostfreien Stahl (Rohrleitungen) gut dekontaminieren kann, aber bei nickelhaltigen Legierungen (Dampferzeuger) keinen guten DF erreicht /KIN 08/. Das Verfahren basiert auf einer NP-Oxidation und anschließender Reduktion mit Salpetersäure und Ascorbinsäure /KIN 08/ und wird für die Reinigung der Rohrleitungen beim Austausch von Dampferzeugern genutzt.

Die beschriebenen Dekontaminationsverfahren werden in Tab. 2.4 nochmals zusammenfassend dargestellt.

Tab. 2.4 Dekontaminationsverfahren nach /MOR 86/, /TAB 04/, /KON 13/, /BER 13/ und /BER 08/

Verfahren	Funktionsprinzip	Angewandt für Strukturteil (Material)	Bemerkungen	Entwickler	Einsatz in
MOPAC	1.) Oxidation mit MnO_4^- - Lösung 2.) Lösen mit Ammoniumcitrat / Oxalsäure		Weiterentwicklung von APAC	Siemens/ KWU	D
OZOX	1.) Oxidation (Permangansäure) 2.) Reduktion (Oxalsäurelösung) 3.) komplex-bildendes Lösen 4.) Austragen in Ionentauschern	Dampferzeuger (Kohlenstoffstahl [CS], rostfreier Stahl [SS])	Weiterentwicklung von MOPAC	Siemens/ KWU	D, US
HP/CORD UV	1.) Oxidation (Permangansäure) 2.) Reduktion (Oxalsäurelösung) 3.) chemische Auflösung 4.) Nuklide / Korrosionsprodukte in Ionenabscheider 5.) photokatalytische Zersetzung (UV) der Permangansäure in CO_2 und H_2O	Teilsysteme und FSD bei Revision und Stilllegung (SS, Inconel, CS)	Weiterentwicklung von OZOX Nicht in den USA zertifiziert!	AREVA (früher: Siemens/ KWU)	D, JP, B, S, FI, F, I
ASDOC_D /KON 13/ /BER 13/ /UMH 13/	Einstellen eines niedrigen pH-Wert Oxidation und Lösen mit Permangansäure Verhinderung von Ausfällung + Partikelherzeugung Anwendung bei DWR Verfahren im Zertifizierungsstatus Erste FSD Juni 2013 abgebrochen	DE, FSD (Inconel 600)	Neuentwicklung	NIS Ingenieursgesellschaft mbH	D
CAN-DECON, CAN-DEREM	Oxalsäure (nur bei CAN-DECON), Zitronensäure und Ethylendiamintetraacetat (EDTA) Vorbehandlung mit AP	FSD in Revision und Subsystem Dekontamination (CS, SS)	Für CANDU Reaktoren entwickelt. In den USA zertifiziert!	AECL	CAN, USA, TW

Verfahren	Funktionsprinzip	Angewandt für Strukturteil (Material)	Bemerkungen	Entwickler	Einsatz in
LOMI	Sauerstofffreiheit durch Inertgas und Hydrazinzugabe V(II)-Lösung zur Reduktion Picolinsäure als Komplex-Bildner	(CS, SS, Inconel, Zircaloy)	In den USA zertifiziert! Große Abfallmengen Gefährliche Stoffe im Prozess	EPRI	USA, HU
CITROX/ NITROX	Mit NP-Vorbehandlung (NITROX) Zitronensäure (CITROX)	(CS, SS)		EPRI PNS (dilute version)	USA, HU
DCD	Ähnliches Wirkprinzip wie LOMI bzw. CAN-DECON, sehr geringe Chemikalienkonzentration			Westinghouse	USA, CAN
EPRI-DFD	Tetrafluoroborsäure mit Permanganlösung	(Metallische Oberflächen)	Starker Materialabtrag	EPRI	USA
EMMAC	NP Oxidation Reduktion mit Salpetersäure und Ascorbinsäure	Rohrleitungen beim Austausch von Dampferzeugern (CS, SS, Inconel (schlecht))	Gut für rostfreien Stahl geeignet	EDF	F

2.1.5 Daten zu tatsächlichen Kontaminationen im Primärkreislauf

Eine regelmäßige bzw. kontinuierliche Überwachung der Primärkreislaufchemie wird aus betriebstechnischen aber auch aus radiologischen Gründen durchgeführt. Insofern existieren im Allgemeinen umfangreiche Daten zu tatsächlichen Konzentrationen von Radionukliden im Primärkreislauf.

Auf Grund der Temperaturen von ca. 300 °C ergeben sich erhöhte Anforderungen an (automatisierte) Analyseverfahren. Für die verschiedenen zu untersuchenden Parameter (u.a. Nuklidkonzentrationen) kommen unterschiedliche chemische und physikalische Messverfahren zum Einsatz. Entweder erfolgt eine manuelle Probenahme zur externen Analyse, oder eine Bypass-Leitung führt das Primärkühlmittel direkt zum Messinstrument. Je nach Verfahren erfolgt die Messung bei Betriebstemperatur oder bei Raumtemperatur, so dass ggf. eine Umrechnung auf die Betriebsbedingungen erforderlich ist. Eine Übersicht über die eingesetzten Methoden zur Bestimmung wichtiger chemischer Parameter des Primärkreislaufes in KWU/Siemens-Anlagen verschiedener Generationen wird in /EPR 96/ gegeben. Spezielle Methoden der kontinuierlichen Überwachung physikalischer und chemischer Parameter werden zudem in /IAE 06/ ausführlich beschrieben.

In erster Näherung kann auf die tatsächlichen Kontaminationen im Primärkreislauf direkt von den Daten zur Aktivität des Primärkühlmittels geschlossen werden, welche regelmäßig in den Betriebsberichten der Anlagenbetreiber zur Information der Reaktorsicherheitskommission (=RSK) enthalten sind. Im Allgemeinen wird zur Darstellung ein Nuklidvektor ausgewählt, welcher Radionuklide enthält, die zum einen Spaltprodukte aus den Brennelementen und zum anderen aktivierte Korrosionsprodukte aus Reaktordruckbehälter (RDB) und Kerneinbauten darstellen. Repräsentativ sind beispielsweise die Radionuklide ^{60}Co , ^{55}Fe , ^{54}Mn , ^{51}Cr , ^{124}Sb , ^{133}Xe , ^{131}I und ^{137}Cs , die unter anderem auch in den Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) zur Überwachung der Ableitungen herangezogen werden /KTA 13/, /KTA 14/.

Aus den Daten zu Ableitungen mit Abluft und Abwasser sind zwar die relevanten Konzentrationen¹ im Primärkreislauf nicht direkt entnehmbar, dennoch kann daraus geschlossen werden, welche Radionuklide überhaupt existieren und ggf. bei typischen Arbeiten berücksichtigt werden müssen. Betrachtet man die spezifischen Eigenschaften dieser Radionuklide, so stellt man fest, dass die meisten auf Grund ihrer Eigenschaften keine hohe Dosisrelevanz besitzen, weil sie schon durch Luft abgeschirmt werden oder so kurze Halbwertszeiten besitzen, dass sie während des Abfahrens nahezu quantitativ zerfallen – ^3H , ^{55}Fe und $^{133/133\text{m}}\text{Xe}$ sind Strahler mit niedrigen γ -Energien, ^{14}C , ^{85}Kr und ^{55}Fe sind überwiegend oder reine β -Strahler, ^{41}Ar und ^{135}Xe besitzen kurze Halbwertszeiten. Damit reduzieren sich die auf diese Weise abgeleiteten relevanten Radionuklide auf ^{60}Co , ^{124}Sb und $^{134/137}\text{Cs}$, wobei die Cäsium-Nuklide nur im Falle von Brennelementdefekten im Primärkreislauf auftreten (siehe hierzu Kap. 3.1 und Unterkapitel).

Die jeweiligen Konzentrationen im Primärkühlmittel hängen von der Betriebshistorie und dem aktuellen Betriebszustand (Leistungsbetrieb, Brennelementwechsel, Revision, etc.) ab. Die radiologisch besonders relevanten Kobalt-Isotope ^{58}Co und ^{60}Co werden durch Aktivierung gebildet und reichern sich durch Korrosions- und Diffusionsprozesse, etwa aus der Reaktordruckbehälterwandung, im Primärkühlmittel an.

¹ Messwerte für Konzentrationen im Primärkreislauf werden in der Regel nur für eine kleine Anzahl von Radionukliden fortlaufend dokumentiert, die als typische „Marker“ verwendet werden können, z. B. ^{133}Xe als repräsentativ für Edelgase, ^{60}Co als Aktivierungsprodukt, ^{137}Cs und ^{131}I als Indikatoren für Brennelementdefekte

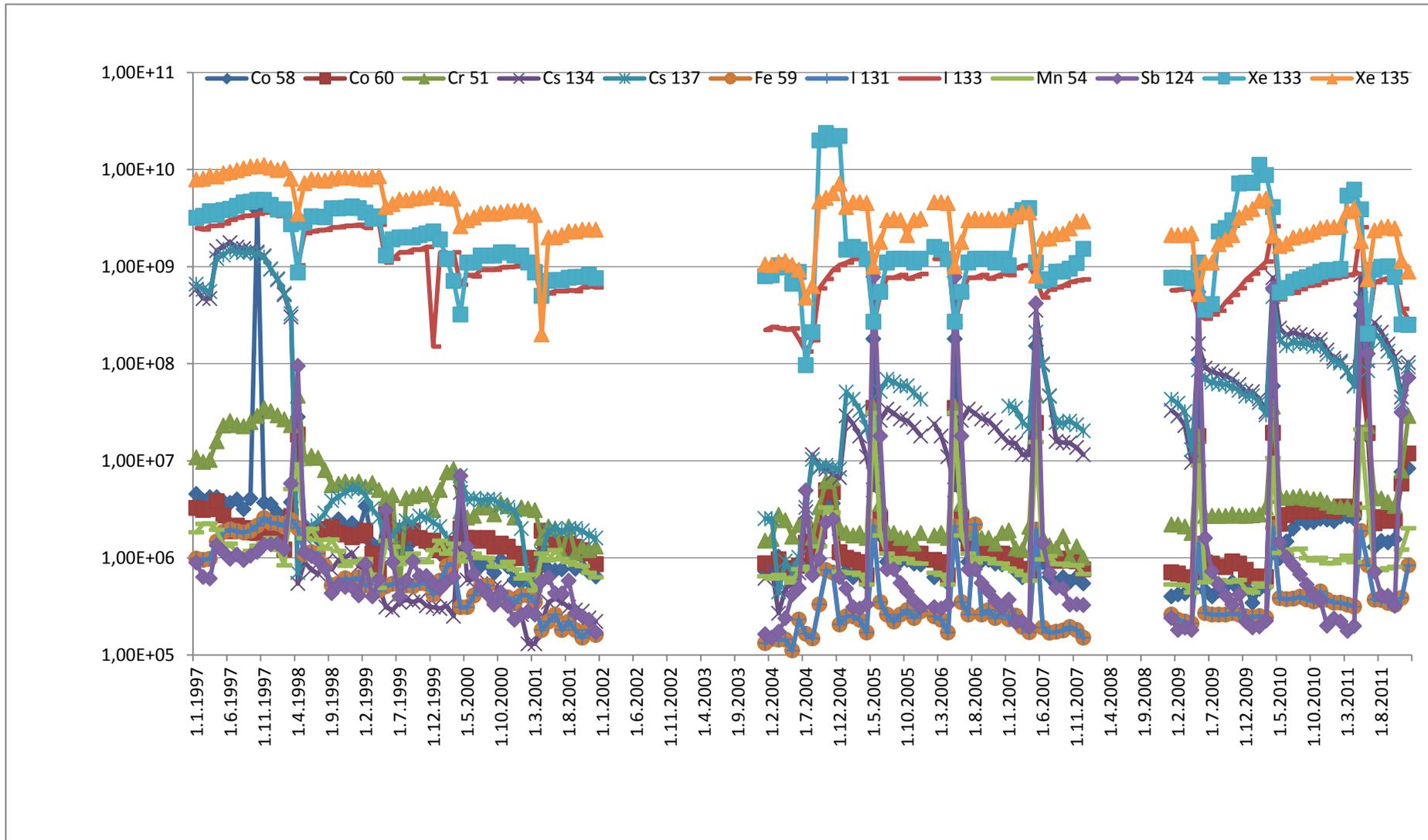


Abb. 2.5 Bandbreite der Aktivitätskonzentrationen in einem deutschen DWR in Bq/m³ im Zeitraum 1997-2011 für eine Anlage der dritten Generation von Siemens/KWU

2.1.6 Modellierung der Konzentrationen von Radionukliden im Primärkreislauf

Wie in Abschnitt 2.1.1 gezeigt, resultieren die Konzentrationen von Radionukliden im Primärkreislauf aus einer Vielzahl von gekoppelten chemisch-physikalischen Prozessen. Dementsprechend komplex stellt sich eine Modellierung dieser Prozesse dar. Die grundlegenden Probleme und Lösungsansätze einer solchen Modellierung werden im Folgenden kurz geschildert.

Mathematische Beschreibbarkeit des Lösungs- und Ablagerungsverhaltens

Eine Quelle von aktiven Korrosionsprodukten bildet der Bereich hoher Neutronendichte im RDB. Dort, innerhalb der Oxidschicht, konzentrieren sich radioaktive Isotope und stehen zur Lösung im Primärkühlmittel bereit. Auf der anderen Seite liegen (auch) stabile Isotope im Kühlmittel vor, so dass ein Austausch z. B. zwischen ^{60}Co und ^{59}Co möglich wird. Die unterschiedlichen Isotopenverteilungen in RDB und Primärkühlmittel bilden die Triebkraft der Austauschreaktion /AHL 88/. Eine mathematische Beschreibung des vollständigen Austausch- und Ablagerungsverhaltens ist nur dann einfach möglich, wenn die Kenntnis mehrerer anlagenspezifischer und materialspezifischer Größen gegeben ist.

Innerhalb der letzten drei Dekaden wurde eine Vielzahl empirischer und mechanistischer Modelle erstellt und in Form von Rechencodes umgesetzt, die die Entstehung, den Transport und die Aktivierung von Korrosionsprodukten im Primärkreislauf beschreiben. Eine ausführliche und aktuelle Übersicht über die unterschiedlichen Ansätze und Umsetzungen liefert das IAEA-Tecdoc 1672 /IAE 12/. Hieraus geht hervor, dass sich die Aktivität in einzelnen Komponenten des Primärkreislaufes, nämlich Dampferzeuger, heiße und kalte Seite, hinreichend gut beschreiben lassen. Die Abweichungen von gemessenen Aktivitätswerten liegen stets innerhalb eines Faktors zwei, häufig deutlich darunter. Die einzelnen Modelle sind allerdings sehr komplex. Dies gilt sowohl für ein rein thermodynamisch modelliertes System wie in /BEC 98/ vorgeschlagen (vgl. Abb. 2.6), als auch für prozessorientierte Simulationen wie RADTRAN /HOR 89/ (vgl. Abb. 2.7) oder PACTOLE /NGU 89/ (vgl. Abb. 2.8). Dabei sind die betrachteten Parameter wie Gleichgewichtskonstanten, elektrochemische Potenziale, Depositions- und Diffusionsraten nicht invariant gegenüber Druck und Temperatur. Das Benchmarking der unterschiedlichen Modelle in /IAE 12/ zeigt ferner, dass auch der Einfluss variabler

Modellparameter mit reaktor-chemischem und reaktor-physikalischem Bezug erfasst werden kann. Beispielsweise kann der zeitabhängige Aktivitätsaufbau über mehrere Betriebszyklen oder der Einfluss des pH-Wertes Berücksichtigung finden. Auf Basis von Parameterwerten ist im Einzelfall eine Vorhersage von chemischen und physikalischen Maßnahmen zur Primärkreislaufdekontamination somit prinzipiell möglich. Für sämtliche bestehende Computermodelle gilt allerdings, dass sie sich auf wenige bestimmte Reaktortypen beziehen und folglich nur sehr eingeschränkt auf andere Reaktoren, besonders von anderen Herstellern, übertragen werden können.

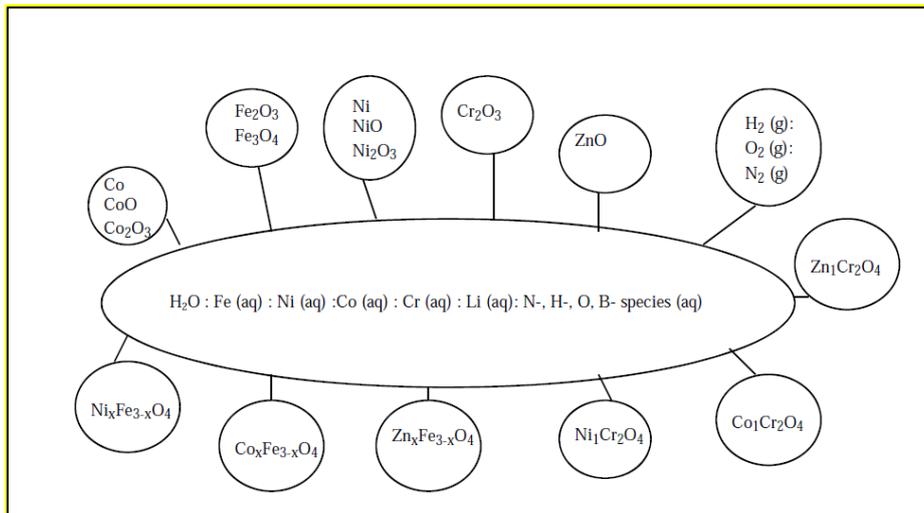


Abb. 2.6 Thermodynamische Modellierung der relevanten Phasen in einem Leichtwasserreaktor (nach /BEC 98/ in /IAE 12)

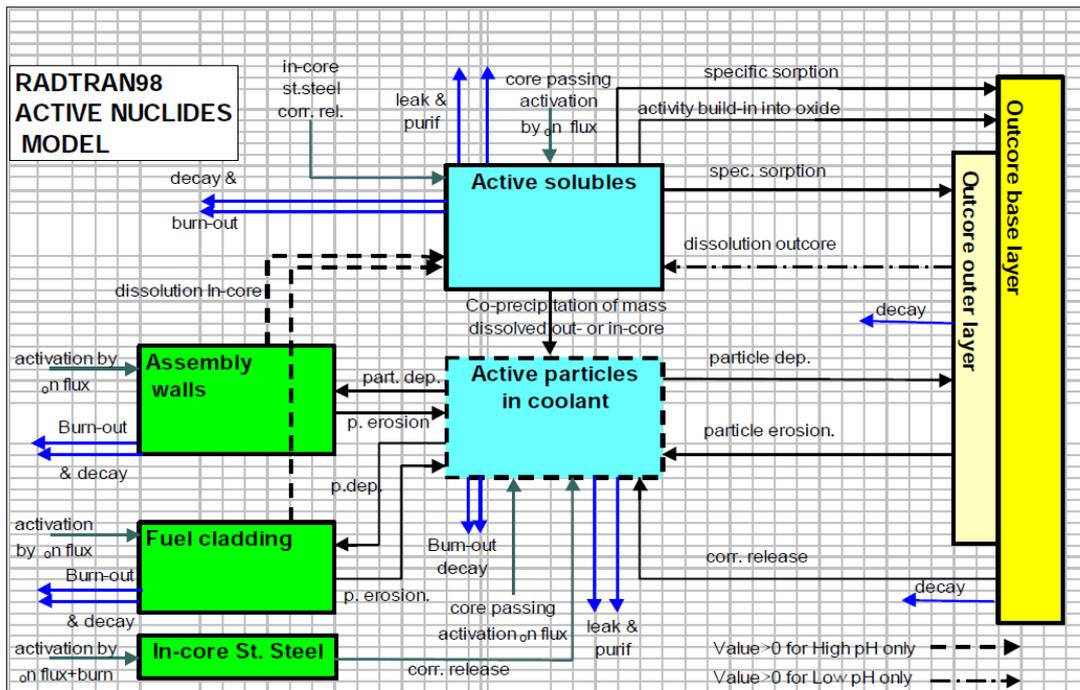


Abb. 2.7 Modellierung der Prozesse mit RADTRAN in einem Leichtwasserreaktor (nach /BEC 98/ in /IAE 12/)

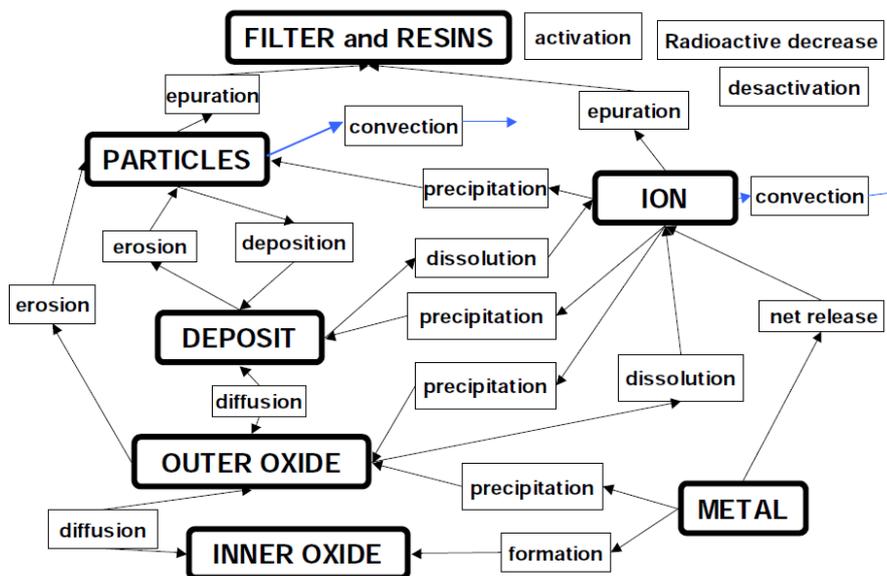


Abb. 2.8 Modellierung der Prozesse mit PACTOLE in einem Leichtwasserreaktor (nach /NGU 93/ in /IAE 12/)

Die Vielzahl an Parametern und Freiheitsgraden der bereits entwickelten Modelle zeigen, dass eine generische Modellierung über Aktivierungs- und Transportvorgänge nicht zielführend ist. Die Problematik ergibt sich aus dem Ungleichgewicht zwischen hoher Parameterzahl und geringer Anzahl experimenteller Daten, die für eine Modell-

verifizierung jedoch notwendig sind. Entsprechend wird in /IAE 12/ zusammenfassend festgestellt:

„The role of particles versus dissolved species is still unclear. A more detailed understanding of the relationship between the various activity transport mechanisms is needed before the roles of the separate phases can be understood, modelled, and put into a code.“

“Current activity transport models seem too elaborate, given our current knowledge of the actual deposition and release processes on various system surfaces. Further, models are lacking good experimental data for verification/validation of some of the processes being modelled. A step back towards simpler models based on limiting cases is suggested by the CRP in which the modelled processes have some basis for support by experimental data.”

Diese stark relativierenden Aussagen verdeutlichen, dass eine zuverlässige, allgemeingültige Modellierung der komplexen Kontaminationsprozesse nach aktuellem Stand der Forschung nicht möglich ist.

2.2 Konsequenzen für die weitere Vorgehensweise

Wie die Literaturlauswertung (v. a. /NEE 97/, /IAE 12/, /OEC 12/) zeigt, ist also die mikroskopische Modellierung aufwändig bzw. das grundlegende Verständnis des Verhältnisses Partikel/gelöste Stoffe ist bisher so oberflächlich, dass eine allgemeingültige Simulation *ab initio* nicht sinnvoll durchführbar ist. Daher wurde im Rahmen dieser Arbeit auf eine detaillierte Simulation dieser Vorgänge verzichtet.

Auf der anderen Seite existiert relativ umfangreiches Datenmaterial zu tatsächlichen Radionuklidkonzentrationen im Primärkühlmittel deutscher DWR. Daher wird im Folgenden untersucht, wie aus diesem Material Parametersätze von Primärkreiskontaminationen abgeleitet werden können, die mit definierten Betriebszuständen korrespondieren. Außerdem kann auch eine Bandbreite typischer Werte auf der Basis dieses Datenmaterials abgeschätzt werden.

Im Folgenden werden auf der Basis in der Literatur dokumentierter Erkenntnisse Nuklidvektoren zusammengestellt, die typische Primärkreislaufkontaminationen unter verschiedenen Bedingungen widerspiegeln (s. Abschnitt 3.1).

2.3 Ortsdosisleistungen in Druckwasserreaktoren

Das kontaminierte Primärkühlmittel ist neben anhaftenden Ablagerungen mit Radionukliden eine wichtige Quelle für Ortsdosisleistungen in KKW. Zu Ortsdosisleistungen in DWR existieren zwar Daten, etwa in Form der ISOE-Datenbank, dieser Datenbestand ist aber im Allgemeinen zeitlich und örtlich punktuell. Ein wesentlicher Schritt bei der Analyse des Zusammenhangs von Primärkreislaufkontaminationen und tätigkeitsbezogenen Personendosen ist daher die Rekonstruktion eines Ortsdosisleistungsfeldes. Im Folgenden wird zunächst der Datenbestand dargestellt und dann auf die Möglichkeiten einer Simulation der Ortsdosisleistungen auf Basis der Primärkreislaufkontaminationen eingegangen.

Von Interesse bei der Berechnung des Ortsdosisleistungsfeldes in der Umgebung des Primärkreislaufes sind dabei insbesondere diejenigen Bereiche, in denen Tätigkeiten ausgeführt werden müssen.

2.3.1 Daten zu Ortsdosisleistungen in Druckwasserreaktoren

In /EPR 96/ sind typische Ortsdosisleistungen von Siemens-DWR aus drei unterschiedlichen Generationen gegenübergestellt. Es handelt sich dabei um eine Vor-Konvoi-Anlage, eine Anlage der zweiten Siemens/KWU-Generation mit relativ hohem Kobaltanteil sowie um einen Reaktor der Konvoi-Generation. Angegeben ist jeweils die mittlere Ortsdosisleistung in der Wasserkammer der Dampferzeuger.

Tab. 2.5 Vergleich der mittleren Ortsdosisleistungen dreier deutscher Siemens-Anlagen (Stand 1996) /EPR 96/

Anlage	Mittlere Dosisrate in der Wasserkammer der Dampferzeuger (mSv/h)
A	15
B	240
C	13

In persönlichen Gesprächen mit Mitarbeitern eines KKW von Siemens/KWU der zweiten Generation wurden typische Dosisleistungen im Bereich der Hauptkühlmittelpumpen erfragt. Folgende Orientierungswerte in verschiedenen Betriebszuständen der Anlage wurden angegeben:

- Betrieb: 600 bis 900 mSv/h (insbesondere durch ^{16}N)
- Nach Abschaltung: ca. 2,5 mSv/h
- 2 Jahre nach Abschaltung: 1 - 2 mSv/h
- Kontaktdosisleistung an den Läufern der Hauptkühlmittelpumpe ca. 200 mSv/h
- ODL an Hot-Spots kann um Faktor 10 bis 100 höher sein.
- Hot-Spots bilden sich häufig an folgenden Stellen:
 - Abschlammleitungen (Dampferzeuger)
 - Anschluss der Not-/Nachkühlung
 - Dampferzeuger-Restentleerung

Neben Veröffentlichungen, wie beispielsweise die oben aufgeführte und Informationen aus persönlichen Gesprächen bei Anlagenbesuchen, können die punktuell aufgenommenen Daten zur Ortsdosisleistung während der Revisionen herangezogen werden. Dabei werden üblicherweise Werte außen an der Hauptkühlmittelleitung (jeweils heiße und kalte Seite) und in der Mitte der Wasserkammern der Dampferzeuger gemessen. Die Messdaten finden sich in der ISOE-Datenbank und können zur Auswertung herangezogen werden.

Von einem Betreiber eines KKW der dritten Generation wurden Angaben zu den typischen Kontaktortsdosisleistungen am Laufrad der Hauptkühlmittelpumpe vor und nach Reinigungs- und Dekontaminationsarbeiten gemacht. Diese Reinigungsarbeiten werden regelmäßig bei Revisionen durchgeführt. Die Ortsdosisleistungen betragen:

Ungereinigt:	70 mSv/h
nach Vorreinigung im Dekontaminationssystem für Reaktorkühlsystem-Komponenten (FKA-Bad):	6 mSv/h
nach FKA-Bad + Dekont.:	0,5 mSv/h

Unterstellt man ein unverändertes Verhältnis der Radionuklidkonzentrationen zueinander nach den Dekontaminationsmaßnahmen, lässt sich der für die Anlagengenerationen ermittelte Nuklidvektor für den Fall nach der Reinigung durch Multiplikation mit dem entsprechenden Reduktionsfaktor (hier 0,086 bzw. 0,007) skalieren.

Räumlich höher aufgelöste Informationen liefern Berichte und Präsentationen über Systemdekontaminationen (zum Beispiel /TOP 13/), in denen in der Regel ein Vorher-Nachher-Vergleich der Ortsdosisleistungen dargestellt wird. Dabei ist der Zeitraum zwischen der Abschaltung der Anlage und der Messung zu berücksichtigen.

2.3.2 Parametrisierung radiologisch relevanter Unterschiede von Siemens/KWU-Anlagen

Gemäß /RIE 00/ lassen sich die Siemens/KWU-KKW hinsichtlich der signifikanten radiologischen Eigenschaften in drei Gruppen einteilen. Die Unterschiede entstehen auf Grund der bauartspezifischen Größe und Materialzusammensetzungen der Systeme und Komponenten. Deshalb lassen sie sich einerseits anhand ihres Datums der Indienststellung und andererseits anhand der mit Kobalt-haltigen Legierungen belegten Oberfläche an verschiedenen Anlagenteilen charakterisieren.

Die ältesten KKW begannen den Betrieb vor 1978 und besitzen eine Oberfläche von rund 14 m² aus Kobalt-basierten Legierungen. Diese finden sich in Kerneinbauten des RDB, Ventilen und Pumpen. Darüber hinaus wurden Abschirmungen deutlich weniger eingesetzt als in neueren KKW und die Reaktorchemie wurde nicht nach radiologischen Gesichtspunkten abgestimmt.

Anlagen der zweiten Gruppe zeichnen sich hauptsächlich durch eine verbesserte Abschirmung aus. Außerdem wurde die Kühlmittelchemie optimiert. Nach wie vor sind aber bei diesen im Allgemeinen leistungsstärkeren KKW, Teile mit Kobaltlegierungen an der Oberfläche in Gebrauch, so dass weiterhin rund 14 m² Fläche damit belegt sind. Sofern möglich, wurden in manchen KKW aber auch einzelne Kobalt-haltige Teile ausgetauscht und dabei ein Kobalt-freies Material eingesetzt.

Die neuesten KKW (Typ Konvoi) zeichnen sich durch eine deutlich reduzierte Oberfläche aus Kobalt-basierten Legierungen aus, die nur etwa 2 m² beträgt. Die meisten KKW begannen den Betrieb mit modifizierter Kühlmittelchemie. Zusätzlich ist die Abschirmung weiter verbessert worden.

In KKW aller Generationen wurde im Laufe der Jahre der Strahlenschutz verbessert, so dass die Kollektivdosen des Personals sanken. Bei den ältesten KKW wurden bis zum Jahr 1998 Werte von etwa 2 Pers.Sv/Jahr erreicht, bei der zweiten Gruppe waren es rund 1,5 Pers.Sv/Jahr und bei den Konvoi-Anlagen < 0,5 Pers.Sv/Jahr /RIE 00/.

Um ein einziges geometrisches Modell zur Simulation einsetzen zu können, wird für alle Generationen dieselbe Leistungsklasse im Bereich von 1200 MW+ betrachtet. Neben der Unterscheidung des Kobaltgehaltes in den verbauten Werkstoffen, welche sich im Nuklidvektor niederschlägt, kann nach verbauten Abschirmwänden und deren Wandstärken unterschieden werden. Materialien und Wandstärken von Systemkomponenten kommen ebenfalls als mögliche Parameter zur Unterscheidung der Generationen in Frage. Allerdings ist der Einfluss dieser Parameter im Vergleich zu den vorgeannten als gering einzuschätzen, so dass nach entsprechender Prüfung gegebenenfalls darauf verzichtet werden kann.

2.3.3 Modellierung von Ortsdosisleistungen

Für weniger komplexe Aufgabenstellungen, bei denen beispielsweise auf die Berechnung von lokalen Flüssen zur Aktivierung verzichtet werden kann, existieren kommerzielle Programmpakete zur statischen Berechnung von Ortsdosisleistungen, wie beispielsweise MicroShield /GRO 12/ oder Nucleonica /NUC 12/. Diese Programmpakete simulieren Ortsdosisdaten an Hand von gegebenen Aktivierungs- und Kontaminationsdaten, d. h. ohne Berechnung der vorhergehenden Aktivierungs- und Transportvorgänge.

Komplexere Berechnungen werden üblicherweise in mehrschrittigen Verfahren durchgeführt. Zum Beispiel kann zunächst eine Neutronenflussberechnung mit dem zweidimensionalen, deterministischen Transportcode DORT /HES 09/ und anschließend eine Aktivierungsrechnung mit ORIGEN-X /HES 05/ vorgenommen werden. Eine Dosisleistungsberechnung in der unmittelbaren Umgebung wird anschließend wiederum mit Hilfe von DORT direkt aus dem Fluss über Dosiskonversionsfaktoren erhalten bzw. für Ortspunkte im Raum mit Hilfe des Programms FALSTF /CHI 96/. Ein solches mehrschrittiges Verfahren wurde im Rahmen des Vorhabens 3608R03350 zur Abklinglagerung von Großkomponenten verwendet, um die Aktivierung eines generischen DWR, sowie den WWER-440 Block-1 in Greifswald zu berechnen.

Auch Programme zur Erstellung von reinen Geometriemodellen (z. B. KENO3D /KEN 12/) sind verfügbar. Diese wurden auch bereits zur Erstellung von DWR-Modellen eingesetzt, z. B. /GRS 11/. Die Komplexität und Feingliedrigkeit dieses Simulationsverfahrens ist gut geeignet um einzelne Komponenten mit vielen bekannten Parametern zu beschreiben, widerspricht mithin aber dem in dieser Arbeit verfolgten generischen Ansatz bei dem vereinfachende Annahmen getroffen werden müssen.

Der verfügbare Datenbestand zu Ortsdosisleistungen in deutschen DWR ist deutlich zu gering, als dass allein auf dieser Basis ein Modell zur Ermittlung tätigkeitsbezogener Dosen ermittelt werden könnte. Nötig für das Vorhabenziel ist also eine Simulation der Ortsdosisleistung auf Basis der Primärkreislaufkontaminationen.

2.4 Tätigkeitsbezogene Strahlenexposition

Die praktische Relevanz der Kenntnis von Ortsdosisleistungsfeldern liegt in ihrer Bedeutung für den Strahlenschutz. Um ein tieferes Verständnis für die berufliche Strahlenexposition und damit letztlich für die Wirksamkeit von Strahlenschutzmaßnahmen zu erreichen, müssen die Ortsdosisleistungsfelder in Beziehung gesetzt werden zu den durchgeführten Tätigkeiten, d. h. zu ihrer Dauer und den Orten, an denen sie tatsächlich durchgeführt werden.

Diese Tätigkeiten können teilweise für tatsächlich ausgeführte Arbeiten aus entsprechenden Datenbanken entnommen werden bzw. können auf der Basis dieser Dokumentationen simuliert werden. Eine detaillierte Betrachtung der vorliegenden Datenbasis und eine daraus abgeleitete Auswahl, fokussiert auf die zu betrachtenden Tätigkeiten für die Simulation, erfolgt in Kapitel 3.3.5. Die Auswahl erfolgt zum einen entsprechend der Repräsentativität der Tätigkeit für Arbeiten in einem jeweiligen KKW, zum anderen nach der Güte der Datenlage. Dadurch können statistische Streuungen herausgemittelt werden.

2.4.1 Daten zur tätigkeitsbezogenen Strahlenexposition in DWR

Die Entwicklung der beruflichen Strahlenexposition in deutschen KKW wird in verschiedenen Projekten systematisch verfolgt (z. B. /GRS 10/ und die zugehörigen GRS-A-Berichte der gleichen Serie). Dabei wird, soweit möglich, der Einfluss von Strahlenschutzmaßnahmen untersucht (z. B. /GRS 09/ und die zugehörigen GRS-A-Berichte

der gleichen Serie). Dabei werden auch Daten zu dosisintensiven Tätigkeiten erfasst. International werden diese Entwicklungen in der Datenbank des ISOE dokumentiert, z. B. /ISO 11/. Auf diesen Datenbestand kann bei einer Modellierung bzw. Simulation von Tätigkeiten zurückgegriffen werden.

Ein zusätzlicher Einflussfaktor auf die Strahlenexposition des Personals ergibt sich aus den genauen Bedingungen der Durchführung der Arbeiten. Die Beachtung und Nutzung dieser Einflussgrößen für die Optimierung der Strahlenexposition unter ALARA-Gesichtspunkten (as low as reasonable achievable) hat in den letzten Jahren eine große Bedeutung gewonnen. Die Ergebnisse der bisherigen Untersuchungen zur beruflichen Strahlenexposition in deutschen KKW in Betrieb zeigen, dass im langfristigen Trend die mittlere Personendosis des in den einzelnen KKW eingesetzten Personals sinkt (vgl. z. B. /JUN 12/) und auch die Besetzung hoher Dosisintervalle oberhalb von 10 mSv bis 15 mSv abnimmt (z. B. /STR 10/, /JUN 12/, Berichte der GRS zur beruflichen Strahlenexposition in deutschen Kernkraftwerken in Betrieb – z. B. /GRS 10/). Allerdings ist aus solchen übergeordneten Untersuchungen schwer abzuschätzen, welcher Anteil der Reduzierung auf die Reduzierung der Ortsdosisleistungsfelder zurückzuführen ist (z. B. Reduzierung der Primärkühlmittelaktivität durch Zugabe von Zink) und welcher Anteil auf Verbesserungen bei der Arbeitsplanung zurückgeht. Ein klareres Verständnis zum Einfluss der Ortsdosisleistung auf die Strahlenexposition ergibt sich bei solchen Untersuchungen, in denen gezielt die Dosisersparungen infolge Systemdekontaminationen betrachtet werden, z. B. /STE 10/. Eine Abschätzung wird zusätzlich dadurch erschwert, dass sich die Ortsdosisleistungen in den deutschen KKW auslegungsbedingt sehr stark unterscheiden.

Das bedeutet, eine generische Modellierung und Simulation zum Zusammenhang zwischen Kontamination von Primärkühlmittel und beruflicher Strahlenexposition ermöglicht ein Nachvollziehen und damit ein tieferes Verständnis, auf welche Einflussfaktoren Dosisersparungen zurückzuführen sind bzw. ob und in welcher Größenordnung weitere Dosisersparungen durch Dekontaminationsmaßnahmen (bei Revisionen oder vor der Stilllegung) zu erwarten sind.

2.4.1.1 Beispielhafte Korrelationsanalyse der Aktivität im Primärkühlmittel – mittlere Personendosis Eigenpersonal für eine Konvoi-Anlage

In erster Näherung erscheint der Zusammenhang zwischen Kühlmittelaktivität und Personendosis trivial und offensichtlich zu sein, wenn man Entwicklungen im Strahlenschutz und den technologischen Fortschritt außer Acht lässt. Die Betrachtung eines längeren Zeitraumes für ein Einzelkraftwerk bietet die Möglichkeit der genaueren Untersuchung, wie im Folgenden dargestellt wird.

Eine deutliche Korrelation zwischen Aktivität im Primärkühlmittel und der mittleren Personendosis ist besonders dann zu erwarten, wenn die Anteile der Tätigkeiten des Personals im Strahlungsfeld des Primärkühlmittels bzw. kontaminierter Rohrleitungen von Jahr zu Jahr nur wenig schwanken. Da sich die Verteilung der Kollektivdosis auf bestimmte Tätigkeiten beim Eigenpersonal zeitlich weniger stark ändert als beim Fremdpersonal /GRS 10/, wird in dieser Voranalyse ausschließlich die mittlere Personendosis des Eigenpersonals mit der Aktivität des Primärkühlmittels in Verbindung gebracht.

Während der Revision und beim Brennelementwechsel treten mitunter erhebliche Schwankungen in der Aktivität der betrachteten Nuklide auf, die beispielsweise bei ^{60}Co zwei Größenordnungen übersteigen können (s. Abb. 2.5). Für die Bestimmung der jährlichen Durchschnittsaktivität wurden Messwerte aus Monaten mit Revision und Brennelementwechsel ausgelassen. Während des Leistungsbetriebs liegt die durchschnittliche Schwankungsbreite der ^{60}Co -Aktivität bei rund 20 %, in einzelnen Jahren kann sie 40 % übersteigen. Auf Grund der mittleren Schwankungsbreite von ca. 20 % sind Auswirkungen von Ereignissen und Maßnahmen mit Einfluss auf die Kühlmittelaktivität nur dann erfassbar, wenn diese längerfristig, d. h. innerhalb von Jahren anhalten und eine relative Änderung $\gg 20\%$ bewirken, da diese sonst statistisch nicht signifikant sind.

Um die Größen Aktivität (in Bq/m^3) und mittlere Personendosis (in mSv/Jahr) miteinander besser vergleichen zu können, werden beide auf den jeweiligen Wert desselben (beliebigen) Jahres normiert. Am Beispiel einer Konvoi-Anlage wird willkürlich das Jahr 1998 mit der relativen Dosis und der relativen Aktivität 1 als Normjahr gewählt. Im Jahr 1998 liegen sowohl Aktivität als auch die mittlere Personendosis nahe dem jeweiligen Median in der bisherigen Betriebshistorie. Trägt man die auf diese Weise normierten Aktivitäten und Personendosen des Eigenpersonals gegen die Jahre (1988 bis 2011) auf, so ist trotz der jährlich veränderlichen Verteilung der Dosis auf verschiedene Tä-

tigkeiten eine klare Korrelation erkennbar (siehe Abb. 2.9). Innerhalb der ersten Betriebsjahre baut sich die durchschnittliche Aktivität des Primärkühlmittels auf und erreicht 1994 das Maximum. Die mittlere Personendosis des Eigenpersonals nimmt ebenfalls in den ersten Jahren zu und erreicht 1993 ihr Maximum. In den Folgejahren bis 2000 nehmen beide Größen in vergleichbarem Umfang ab. 2002 und 2005 zeigt die mittlere Personendosis entgegen dem Trend zwischenzeitlich erhöhte Werte, während die mittlere Aktivität ab etwa dem Jahr 2003 bis in die Gegenwart mit geringen Schwankungen nahezu konstant bleibt. Ab 2006 sinkt die mittlere Personendosis, entkoppelt von der gleichbleibenden Aktivität, weiter. Möglicherweise kommt dies durch einen verbesserten (passiven) Strahlenschutz zustande, während das Potenzial zur Senkung der Primärkühlmittelaktivität ausgeschöpft scheint.

Bereits diese einfache vergleichende Analyse zeigt, dass ein Zusammenhang zwischen Aktivität im Primärkühlmittel und mittlerer Personendosis (des Eigenpersonals) besteht und verdeutlicht das mögliche Potenzial der Dosisreduzierung durch Absenkung der Kühlmittelaktivität bzw. Kontamination. Es zeigt sich, dass (auch in einem DWR der Konvoi-Generation) offensichtlich eine Art Schwellenwert existiert, bis zu dem Dosisreduzierungen durch Absenkung des Kontaminationsniveaus erreicht werden können (in diesem Beispiel Faktor 4). Weitere Reduzierungen der Dosis (hier Faktor 2) ab 2006 können noch durch darüber hinaus gehende Maßnahmen (z. B. verbesserter (passiver) Strahlenschutz) bewirkt werden.

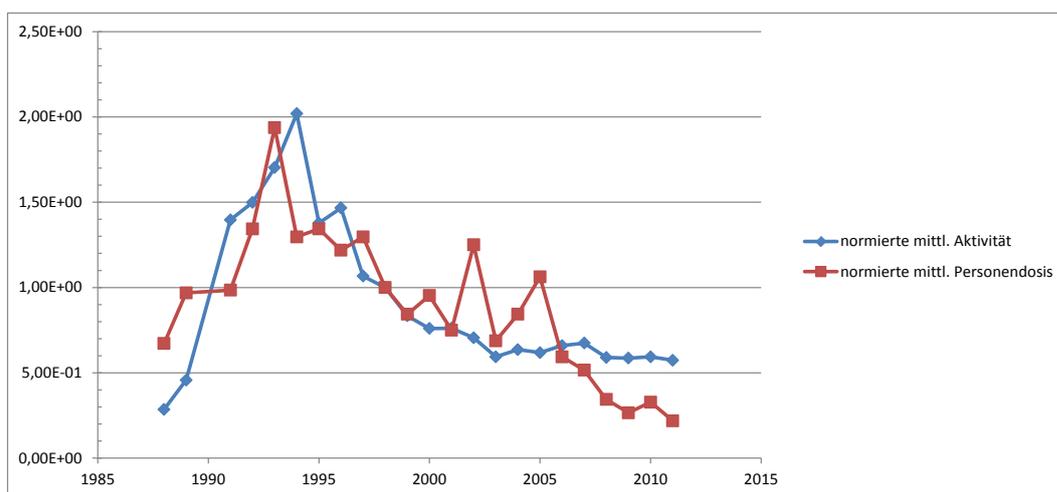


Abb. 2.9 Relative Aktivität (blau) und relative mittlere Personendosis des Eigenpersonals (rot) in einem DWR der 4. KWU/Siemens-Generation (Konvoi-Anlage). Die Werte sind jeweils auf den Zeitpunkt 1998 = 1 normiert.

2.4.2 Relevante Modellierungs- und Simulationswerkzeuge für Tätigkeiten

Im Rahmen der Strahlenschutzplanung zur Optimierung des Strahlenschutzes bei bestimmten Tätigkeiten (IWRS-II-Planung) werden auch programmtechnische Lösungen verwendet, z. B. VISIPLAN 3D /VIS 12/. Diese programmtechnischen Lösungen berechnen die zu erwartende Dosis für verschiedene Arbeitsszenarien, d. h. sie umfassen als Kern tätigkeitsbezogene Elemente (Aufenthaltsort, Tätigkeitsdauer), die im Zusammenhang mit geometrischen Parametern (Ortsdosisleistungsfelder und ggf. ihre Änderung im Laufe der Tätigkeit) betrachtet werden. D. h. in solche programmtechnischen Lösungen gehen neben den Annahmen zu den Tätigkeiten und ihren Details auch Annahmen zu den Kontaminationen und Abschirmungen ein. Ein solches Programm wird etwa in Belgien eingesetzt. In deutschen KKW wird ein solcher Softwareeinsatz zur Arbeitsplanung derzeit nicht praktiziert.

Als Alternative zur Verwendung dieser Modelle wird in diesem Vorhaben ein selbst entwickeltes Tätigkeitsmodell eingesetzt, das auf einfachen mathematischen Annahmen und wenigen Parametern fußt. Ein solches Modell kann dann verwendet werden, wenn es gelingt, die simulierten Ortsdosisleistungsfelder mit Dosisdaten und Dauern tatsächlicher Tätigkeiten zu korrelieren (s. Abschnitte 3 und 4).

2.4.3 Zusammenfassung zu tätigkeitsbezogenen Personendosen

Der verfügbare Datenbestand zu tätigkeitsbezogenen Personendosen in deutschen DWR ist deutlich umfangreicher als zu den Ortsdosisleistungen. Insofern kann auf eine Bibliothek von Tätigkeiten mit zugehörigen Dosen und Tätigkeitsdauern zurückgegriffen werden. Dass auf dieser Basis ein einfaches mathematisches Modell zum Tätigkeitsablauf entwickelt werden kann, wird in den nächsten Abschnitten gezeigt. Dazu muss dieses Modell allerdings auf der Basis der zuvor simulierten Ortsdosisleistungen und der realistischen Tätigkeitsdaten validiert werden. Zeigt sich bei dieser Validierung, dass ein solches Modell unzureichend ist, muss die Simulation der tätigkeitsbezogenen Personendosen mit einem Strahlenschutzplanungswerkzeug durchgeführt werden.

3 Modellierung

In diesem Abschnitt werden zunächst die notwendigen Schritte und Ansätze zur Modellierung von im Primärkühlmittel gelösten Radionukliden beschrieben und Nuklidvektoren zur weiteren Verwendung definiert. Weiterhin wird auf die Modellierung der Dosisleistung im Primärkreislauf eingegangen. Abschließend wird die geometrische Modellierung des Primärkreislaufes und weiterer dabei genutzter Parameter beschrieben.

Die nötigen Schritte der Simulationskette für die Modellierung sind

- Modellierung von im Primärkühlmittel gelösten Radionukliden (Nuklidvektoren) (vgl. Kap. 3.1),
- (Geometrische) Modellierung der wesentlichen Systeme eines DWR und seiner technischen Auslegungsmerkmale (z. B. Abschirmungen),
- Simulation der Ortsdosisleistungsfelder
- Auswahl und Modellierung expositionsrelevanter Tätigkeiten,
- Simulation der Tätigkeit im zugeordneten Ortsdosisleistungsfeld.

Schematisch ist die Simulationskette in Abb. 3.1 wiedergegeben.

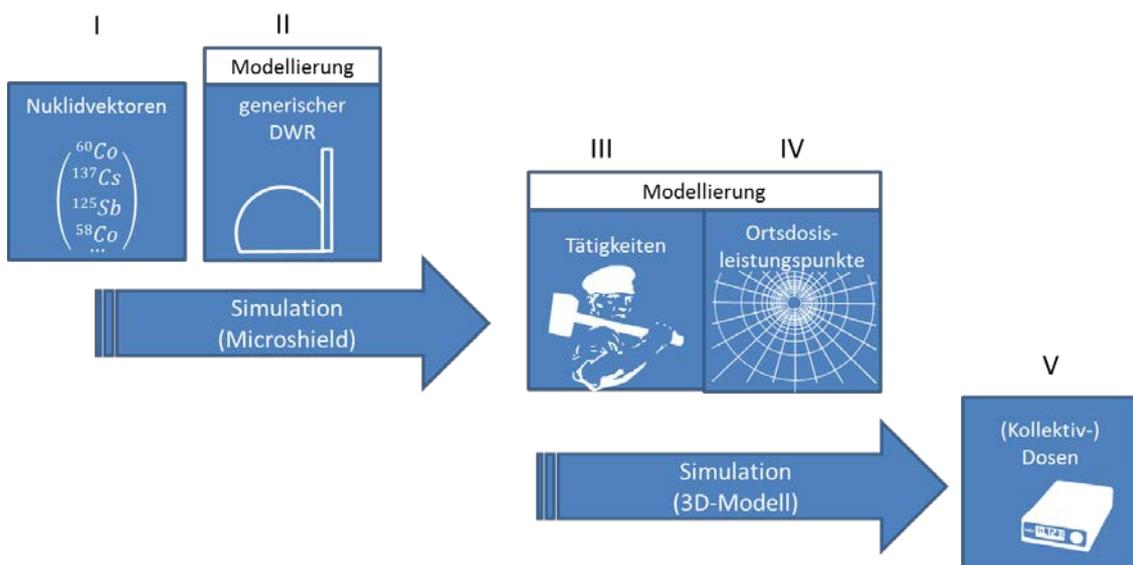


Abb. 3.1 Schematischer Simulationsprozess der in dieser Arbeit durchgeführt werden soll.

Wie in Abschnitt 2 dargestellt, ist eine Basis relevanter Modellierungs- und Simulationswerkzeuge zur Realisierung der Einzelschritte sowie der Bindeglieder einzelner Schritte der oben angesprochenen Simulationskette im Wesentlichen verfügbar; ein zentrales Element des Vorhabens ist daher neben der Erhebung von tatsächlichen Daten zu Tätigkeiten z. B. aus den vorhandenen Datenbanken oder Berichten vor allem die Erarbeitung und Bereitstellung geeigneter Schnittstellen für diese Simulationskette zur Verknüpfung der Einzelschritte.

Parameter, die bei den Simulationen variiert werden können, sind

- die Verwendung unterschiedlicher Voraussetzungen bei der Modellierung der Nuklidvektoren (z. Bsp. unterschiedliche Zusammensetzung des Kernmaterials, Betrieb/Revision/Stillstand, vor/nach Systemdekontamination),
- geometrische Parameter (feste und positionierbare Abschirmungen unterschiedlicher Stärken und Materialien), die unterschiedlichen Anlagentypen oder unterschiedlichen Strahlenschutzmaßnahmen entsprechen, und
- die Auswahl verschiedener Tätigkeiten in unterschiedlichen Bereichen mit unterschiedlicher Intensität (Tätigkeitsdauer).

3.1 Modellierung von im Primärkreislaufmedium gelösten Radionukliden (Nuklidvektoren)

Wie in Abschnitt 2 dargestellt, wird im Rahmen dieses Vorhabens auf eine detaillierte mikroskopische Simulation der Aktivierungs-, Transport- und Reinigungsprozesse verzichtet. Stattdessen wird zunächst, gestützt auf Daten zu tatsächlich im Primärkühlmittel gelösten Nukliden in DWR, ein Satz von generischen Nuklidvektoren zusammengestellt, die für verschiedene Anlagentypen und Betriebszustände stehen und später ggfs. weiter reduziert werden.

Dazu werden zunächst aus allgemein gültigen Überlegungen heraus zu berücksichtigende Radionuklide ausgewählt und dann zu Nuklidvektoren zusammengestellt.

3.1.1 Auswahl von zu berücksichtigenden Radionukliden

Die Auswahlkriterien für die zu berücksichtigenden Radionuklide sind jeweils

- das Vorhandensein der entsprechenden Voraussetzungen für die Nuklidentstehung unter den gegebenen Bedingungen (z. B. Aktivierungspotenzial der Anlage),
- die Relevanz von Nukliden unter dem Aspekt des möglichen Dosisleistungsbeitrags unter den gegebenen Bedingungen (Dosisfaktoren) und
- die Relevanz von Nukliden unter dem Aspekt der Halbwertszeit unter den gegebenen Bedingungen (z. B. während der Stilllegung ausschließlich langlebige Nuklide, während Revisionen auch kurzlebigere Radionuklide mit Halbwertszeiten im Bereich von Tagen, noch kurzlebigere Radionuklide kommen ausschließlich während des Betriebs vor).

Wie aus den folgenden Tabellen zu entnehmen ist, decken sich die Entscheidungen zur Berücksichtigung im Wesentlichen mit den Vorgaben der KTA-Regeln 1503.1 (/KTA 13/, für Überwachung Abluft) und 1504 (/KTA 14/, für Überwachung des Abwassers); beispielsweise müssen laut KTA 1504 keine Nuklide mit Halbwertszeiten unter acht Tagen berücksichtigt werden. Abweichungen von diesen KTA-Regeln bestehen vor allem dort, wo die Vorgaben der KTA offenbar auf die frühzeitige Feststellung eines Unfallszenarios zielen.

Die Zusammenstellung der verwendeten Nuklidvektoren erfolgt in mehreren Schritten. Zunächst werden Nuklide aufgrund der Strahlungsart oder dadurch ausgeschlossen, da sie nur nach einem Unfall auftreten können. Im Weiteren werden die einzelnen Anlagenzustände (Betrieb, Revision, Stilllegung) betrachtet und Radionuklide entsprechend der jeweiligen Halbwertszeit ausgeschlossen. Daraus ergeben sich zunächst typische Nuklidvektoren für die betrachteten Bedingungen, für die Radionuklide aus übergeordneten Gründen ausgeschlossen werden. Die Gründe für den Ausschluss sind jeweils mit in der Tabelle aufgeführt. In einem zweiten Schritt werden die resultierenden Nuklidvektoren bewertet und weitere Nuklide ausgeschlossen, die nach einer Beurteilung im jeweiligen Nuklidvektor nicht wesentlich zur Dosis beitragen. In einem dritten Schritt schließlich werden die Nuklidkonzentrationen quantitativ festgelegt.

Tab. 3.1 Ausgeschlossene Nuklide

Aktivierungsprodukt	HWZ	Grund für Ausschluss
<i>* bei Abwasser zu berücksichtigen nach KTA 1504</i> <i>* bei Abluft zu berücksichtigen nach KTA 1503.1</i>		
³ H	12,3 a	Strahlungsart (20 keV β)
¹⁴ C	5730 a	Strahlungsart (200 keV β)
¹³ N	9,96 m	Strahlungsart (β ⁺ , no γ)
¹⁸ F	109,7 m	Strahlungsart (no γ)
³² P	14,26 d	Strahlungsart (no γ)
³⁵ S	87,5 d	Strahlungsart (no γ)
⁴² K	12,36 h	in deutschen DWR kein Einsatz von KOH /NEE 97/
⁵⁵ Fe	2,73 a	Strahlungsart (no γ)
⁶³ Ni	100 a	Strahlungsart (no γ)
⁸⁹ Sr	50,5 d	Strahlungsart (no γ)
⁹⁰ Sr	28,64 a	Strahlungsart (no γ)
²³⁸ Pu**	87,74 a	„Unfall-Nuklid“
²³⁹ Pu**	24110 a	„Unfall-Nuklid“
²⁴⁰ Pu**	6563 a	„Unfall-Nuklid“
²⁴¹ Am**	423,2 a	„Unfall-Nuklid“
²⁴² Cm**	162,94 d	„Unfall-Nuklid“
²⁴⁴ Cm**	8500 a	„Unfall-Nuklid“

3.1.2 Typische Radionuklidvektoren für bestimmte Betriebszustände

Als repräsentative Betriebszustände wurden zunächst folgende vier Zustände ausgewählt:

1. Betrieb – typischer Zustand während des Betriebs, mit gemittelten Nuklidkonzentrationen, für die jeweilige Siemens/ KWU-Generation
2. Revision – typischer Zustand während der Revision, mit gemittelten Nuklidkonzentrationen, für die jeweilige Siemens/ KWU-Generation

3. Stilllegung – typischer Zustand während der Stilllegung, mit gemittelten Nuklidkonzentrationen, ohne vorherige Systemdekontamination
4. Stilllegung_{Dekont} – typischer Zustand während der Stilllegung, mit gemittelten Nuklidkonzentrationen, nach vorheriger Systemdekontamination

Auf die Radionuklide der Tab. 3.1.2 werden dabei grundsätzliche Ausschlusskriterien angewandt:

- Während des Leistungsbetriebes sind im Prinzip alle Radionuklide relevant, hauptsächlich aber das sehr kurzlebige ¹⁶N /NEE 97/. Nicht relevant sind lediglich Nuklide, die z. B. als reine β-Emitter oder γ-aktive Nuklide mit niedrigen Energien nicht zur externen Dosis beitragen (z. B. ³H).
- In der Revision hingegen fallen bereits kurzlebige Radionuklide heraus, die nach etwa einem Tag nicht mehr in der Anlage vorhanden sind.
- Für die Stilllegung werden nur Radionuklide berücksichtigt, deren Halbwertszeiten länger als einige Wochen betragen.

Anhand Tab. 3.2 werden auch bereits einige Radionuklide als repräsentativ für bestimmte Nuklidgruppen eingeteilt und grundsätzlich als abdeckend für die gesamte Gruppe angenommen; dies betrifft vor allem die Edelgase. Einige Aktivierungsprodukte werden bei den Betriebszuständen Betrieb und Revision von vornherein nicht berücksichtigt.

Tab. 3.2 Zusammenstellung von Nuklidvektoren

Aktivierungs- produkt	HWZ	Betrieb	Revision	Stilllegung	Stilllegung _{Dekont}	Grund für Ausschluss
¹⁶ N	7,13 s	x				
²⁴ Na	23 h	x				
³⁸ Cl	37 m	x				
⁴¹ Ar*	1,83 h	x				
⁵¹ Cr**	27,7 d	x	x			
⁵⁴ Mn**	312,2 d	x	x			

Aktivierungs- produkt	HWZ	Betrieb	Revision	Stilllegung	Stilllegung^{Dekont}	Grund für Ausschluss
⁵⁶ Mn	2,58 h	X				
⁵⁹ Fe**	44,5 d	X	X	X	X	
⁵⁷ Co**	271,79 d					unbedeutsam in deutschen DWR
⁵⁸ Co**	70,86 d	X	X	X		
⁶⁰ Co**	5,272 a	X	X	X	X	
⁶⁵ Zn**	244 d	X	X	X		
⁸⁵ Kr*	10,76 a			X	X	Xe wird abdeckend für Edelgase angenommen, da radio- logisch bedeutsamer
^{85m} Kr**	4,48 h		X			
⁸⁷ Kr*	76,3 m		X			
⁸⁸ Kr*	2,84 h		X			
⁸⁹ Kr*	3,18 m		X			
⁹⁵ Zr**	34,97 d	X	X			zu wenige Messda- ten im PK
⁹⁵ Nb**	64,0 d					zu wenige Messda- ten im PK
¹⁰³ Ru**	39,35 d	X	X			zu wenige Messda- ten im PK
¹⁰⁶ Ru*	373,6 d	X	X			unbedeutsam in deutschen DWR
^{110m} Ag*	249,9 d	X	X			zu wenige Messda- ten im PK
¹²⁴ Sb*	60,3 d	X	X			
¹²⁵ Sb*	2,77 a	X	X	X		zu wenige Messda- ten im PK
¹²⁵ Sn	9,54 d	X	X			unbedeutsam in deutschen DWR
^{132m} Te	119,7 d	X	X			unbedeutsam in deutschen DWR
¹³¹ I*	8,02 d	X	X			
^{131m} Xe*	11,9 d					
¹³³ Xe*	5,25 d	X	X			
^{133m} Xe*	2,19 d					
¹³⁵ Xe*	9,1 h	X				
^{135m} Xe*	15,3 m					

Aktivierungsprodukt	HWZ	Betrieb	Revision	Stilllegung	Stilllegung _{Dekont}	Grund für Ausschluss
¹³⁷ Xe*	3,83 m					
¹³⁸ Xe*	14,1 m					
¹³⁴ Cs**	2,06 a	X	X	X		
¹³⁷ Cs**	30,17 a		X	X		
¹⁴⁰ Ba**	12,75 d					
¹⁴⁰ La**	40,272 h					
¹⁴¹ Ce**	32,5 d					
¹⁴⁴ Ce**	284,8 d			X		zu wenige Messdaten im PK
¹⁸² Ta	114,43 d					unbedeutsam in deutschen DWR

3.1.3 Bewertung der Radionuklidvektoren und weitere Annahmen für bestimmte Betriebszustände

Im Szenario Betrieb kann zur Vereinfachung davon ausgegangen werden, dass ¹⁶N den wesentlichen Beitrag zu einer Strahlenexposition liefert und weitere Nuklide vernachlässigt werden können. Da während des Normalbetriebs eines KKW je nach Bauart keine oder nur wenige Tätigkeiten durchgeführt werden, werden diese Szenarien nicht weiter betrachtet.

Der Radionuklidvektor für das Szenario Revision setzt sich aus den Radionukliden ⁵¹Cr, ⁵⁴Mn, ⁵⁹Fe, ^{58,60}Co, ¹²⁴Sb, ^{131,133}I, ¹³³Xe und ^{134,137}Cs zusammen. ¹³⁵Xe ist zu dem gewählten Zeitpunkt (14 d) schon nahezu vollständig zerfallen. Weiterhin tritt ^{137m}Ba als Tochternuklid des ¹³⁷Cs Zerfalls auf.

Der Nuklidvektor für das Szenario Stilllegung ist ähnlich zusammengesetzt wie im Szenario Revision, Nuklide mit einer geringen Halbwertszeit wie ¹³¹I und die Edelgase entfallen jedoch.

Im Szenario Stilllegung_{Dekont} wird davon ausgegangen, dass die meisten Radionuklide quantitativ entfernt werden können und nur noch das dosisleistungsbestimmende ⁶⁰Co zurückbleibt.

Damit resultieren folgende Nuklidvektoren:

- Betrieb (^{16}N) – *wird nicht weiter betrachtet*
- Revision $(^{51}\text{Cr}, ^{54}\text{Mn}, ^{59}\text{Fe}, ^{58,60}\text{Co}, ^{124}\text{Sb}, ^{131,133}\text{I}, ^{133}\text{Xe}, ^{134,137}\text{Cs}, ^{137\text{m}}\text{Ba})$
- Stilllegung $(^{60}\text{Co}, ^{124}\text{Sb})$
- Stilllegung_{Dekont} (^{60}Co)

3.1.4 Quantifizierung der Radionuklidvektoren für bestimmte Betriebszustände und Anlagengenerationen im gefüllten System

Typische Aktivitätskonzentrationen im Primärkühlmittel in Bq/m³ sind zunächst nach dem Betriebszustand des DWR zu unterscheiden. Da die gemessenen Aktivitätskonzentrationen im Betrieb erhoben werden, wird mit Hilfe von RadDecay /GRO 09b/ ein Zerfall von 14 Tagen für die Revision und zwei Jahren für die Stilllegung je Nuklidkonzentration berechnet.

Zur MicroShield-gestützten Berechnung von Ortsdosisleistungen aus Aktivitätskonzentrationen ist es neben dem Betriebszustand zweckmäßig, zwischen KKW mit DWREN verschiedener Siemens/KWU-Generationen weiter zu differenzieren. Generische, quantifizierte Nuklidvektoren werden daher nach Anlagengeneration weiter aufgespalten. Die Basis zur Ermittlung der generischen Nuklidvektoren ist jeweils ein Mittelwert tatsächlicher Messwerte der Primärkühlmittelaktivität im Zustand des Leistungsbetriebs aus den Jahren 1997 - 2011. Eine Auflistung der KKW nach Generationen liefert Tab. 3.3.

Tab. 3.3 Deutsche KKW mit DWR nach Generation

Siemens/KWU-Generationen	Anlage
1	KWO, KKS
2	KWB-A, KWB-B, GKN-I, KKV
3	KKG, KWG, KKP-2, KBR
4	KKI-2, KKE, GKN-II

Für die Differenzierung der verschiedenen Anlagengenerationen ist aus radiologischer Sicht im Wesentlichen der Anteil an Stelliten als Unterscheidungsmerkmal zu berücksichtigen, welcher großen Einfluss auf die Aktivitätskonzentration von ⁶⁰Co hat. Daneben können auch Antimonisotope in einzelnen Anlagen von Relevanz sein. Bei den üb-

rigen oben aufgeführten Nukliden sind die Unterschiede zwischen den Anlagengenerationen weniger signifikant.

Für die weiteren Betrachtungen werden KKW der ersten KWU/Siemens-Generation nicht weiter betrachtet, da diese sich bereits in einem sehr fortgeschrittenen Rückbaustadium befinden bzw. fast vollständig zurückgebaut sind.

Ausgehend von den gemittelten Primärkühlmitteldaten im Leistungsbetrieb kann – mit den im vorigen Abschnitt getroffenen Annahmen – durch Berücksichtigung des Abklingvorgangs (+14 Tage) mit Hilfe von RadDecay auf die zugehörigen Aktivitäten zur Revisionszeit geschlossen werden. Entsprechend kann für den Beginn der Stilllegung vorgegangen werden (+5 Jahre).

Messwerte der Primärkühlmittelaktivität während der Phase des Leistungsbetriebs liegen für sämtliche deutsche KKW mit DWR vor. Die Auswahl der gemessenen Radionuklide unterscheidet sich zwischen den KKW, da nur solche Nuklide zu messen sind, die für das betreffende KKW relevant sind. Die im Einzelnen zu bestimmenden Nuklidkonzentrationen sind im Betriebshandbuch des KKW festgelegt. Trotz des zuvor gesagten lagen ausreichend Messwerte für die in Kapitel 3.1.3 hergeleiteten generischen Nuklidvektoren vor.

Zur teilautomatisierten Analyse der zur Verfügung stehenden großen Datenmengen wird folgendermaßen vorgegangen:

Die Mittelwertbildung in der Tabellenkalkulation wird an einschränkende Bedingungen geknüpft, indem jeder Einzelwert mit dem Gesamtmittelwert (0) verglichen wird und Über- bzw. Unterschreiten eines einstellbaren Schwellwertes (als Faktor) nicht zur Erstellung eines neuen Mittelwertes (1) beiträgt. Da sich der neu generierte Mittelwert (1) im Allgemeinen zum vorigen verändert hat, sind folglich auch die Schwellwertgrenzen verschoben. Der Vorgang wird daher mit dem Mittelwert (1) wiederholt und ein Mittelwert (2) erzeugt, usw. Der Rekursionsvorgang wird iterativ so lange wiederholt, bis sich der Mittelwert (n) nicht mehr ändert.

Über eine geeignete Einstellung der Schwellwertgrenzen können stark von der Norm abweichende Einzelpunkte ausgeblendet werden, die den Mittelwert erheblich beeinflussen würden. Andererseits kann auch wahlweise der Bereich „Aktivität hoch“ bzw. „Aktivität normal“ stärker ausgeblendet werden. Auf diese Weise werden repräsentative

Mittelwerte der Nuklidkonzentrationen im Primärkühlmittel erzeugt um daraus generische Nuklidvektoren zu erstellen. Das Vorgehen ist mit einer Häufigkeitsverteilung von Nuklidkonzentrationen über mehrere Betriebsjahre veranschaulicht (**Abb. 3.2**). Es lässt sich an den Beispielen erkennen, dass es Nuklide gibt, die im Wesentlichen in einer bestimmten Konzentration vorliegen (z. B. Kobalt-60), wohingegen andere separierte Spitzen aufweisen (z. B. Cäsium-137). Letztere sind in der Regel solche, die vermehrt bei Störfällen, d. h. bei Brennelementschäden auftreten oder bei Änderung der Betriebsphase eine deutlich andere Konzentration aufweisen als im Regelbetrieb (z. B. Antimonisotope bei der Revision). Die Konzentrationen der Nuklide bei der Revision werden nicht von allen KKW gemessen, so dass es zu einer ungünstigen Verschiebung des Mittelwertes kommen kann. Um diesem entgegen zu wirken, wird bei zu hoch erscheinenden Mittelwerten dieser zuerst für die einzelnen Anlagen einer Generation für das entsprechende Nuklid berechnet. Der maximale Grenzwert in einer Generation wird dann auf den höchsten Mittelwert einer Anlage in dieser Generation festgelegt und für die iterative Mittelwertbildung aller Anlagen dieser Generation beibehalten. Dadurch wird ein gewichteter, im Allgemeinen dem üblichen Wert beim Betrieb näherer Wert erhalten.

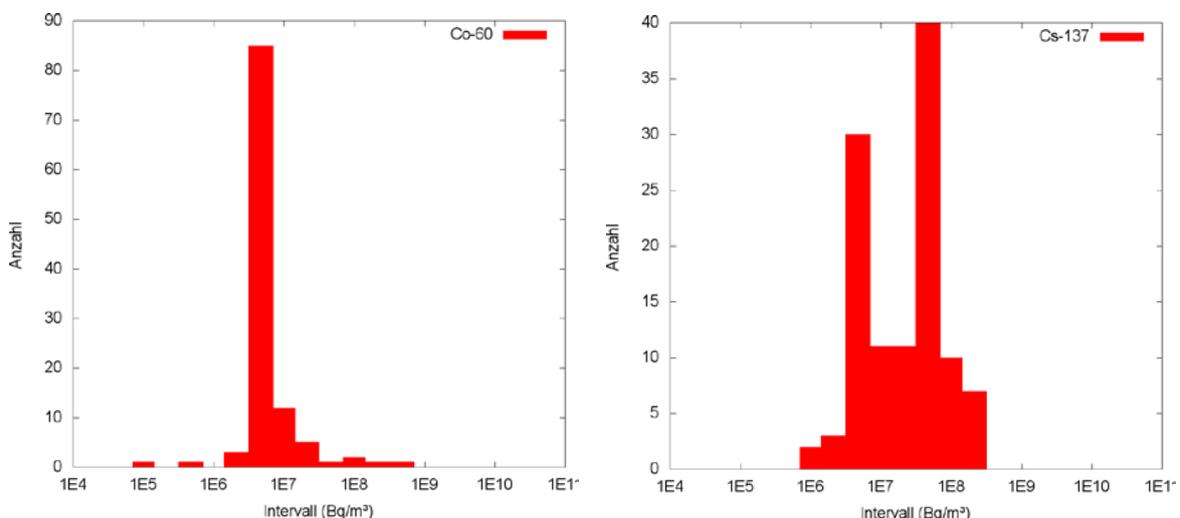


Abb. 3.2 Häufigkeitsverteilung der Nuklidkonzentrationen von ^{60}Co und ^{137}Cs von einer Anlage der zweiten Siemens/KWU-Generation über die Monate der Jahre 1997 bis 2011. Zu beachten ist die exponentielle X-Achse und die ebenfalls exponentiell ansteigenden Intervallbreiten (je ca. Faktor 2 im Vergl. zum Vorgänger).

Die folgenden Konzentrationen für die Nuklidvektoren für im Kühlmittel gelöste Radionuklide wurden auf diese Weise ermittelt:

Tab. 3.1 Konzentrationen für den Nuklidvektor direkt nach dem Herunterfahren (DWR 2. Siemens/KWU-Generation)

Nuklid	Bq/m ³
⁵¹ Cr	2,023E+06
⁵⁴ Mn	9,350E+05
⁵⁹ Fe	3,516E+05
⁵⁸ Co	1,747E+06
⁶⁰ Co	6,256E+06
¹²⁴ Sb	2,619E+07
¹³¹ I	1,293E+07
¹³³ I	1,493E+08
¹³³ Xe	1,600E+10
¹³⁴ Cs	1,631E+07
¹³⁷ Cs	2,620E+07

Tab. 3.2 Konzentrationen für den Nuklidvektor nach 14 Tagen (DWR 2. Siemens/KWU-Generation)

Nuklid	Bq/m ³
⁵¹ Cr	1,425E+06
⁵⁴ Mn	9,064E+05
⁵⁹ Fe	2,827E+05
⁵⁸ Co	1,523E+06
⁶⁰ Co	6,225E+06
¹²⁴ Sb	2,229E+07
¹³¹ I	3,856E+06
¹³³ Xe	2,513E+09
¹³⁴ Cs	1,611E+07
¹³⁷ Cs	2,617E+07

Tab. 3.3 Konzentrationen für den Nuklidvektor direkt nach dem Herunterfahren (DWR 3. Siemens/KWU-Generation)

Nuklid	Bq/m ³
⁵¹ Cr	2,531E+06
⁵⁴ Mn	7,629E+05
⁵⁹ Fe	2,100E+05
⁵⁸ Co	1,564E+06
⁶⁰ Co	1,375E+06
¹²⁴ Sb	4,455E+06
¹³¹ I	9,109E+07
¹³³ I	3,962E+08
¹³³ Xe	9,885E+08
¹³⁴ Cs	6,046E+07
¹³⁷ Cs	7,522E+07

Tab. 3.4 Konzentrationen für den Nuklidvektor nach 14 Tagen (DWR 3. Siemens/KWU-Generation)

Nuklid	Bq/m ³
⁵¹ Cr	1,783E+06
⁵⁴ Mn	7,395E+05
⁵⁹ Fe	1,689E+05
⁵⁸ Co	1,364E+06
⁶⁰ Co	1,368E+06
¹²⁴ Sb	3,792E+06
¹³¹ I	2,717E+07
¹³³ Xe	1,553E+08
¹³⁴ Cs	5,969E+07
¹³⁷ Cs	7,515E+07

Tab. 3.5 Konzentrationen für den Nuklidvektor direkt nach dem Herunterfahren (DWR 4. Siemens/KWU-Generation)

Nuklid	Bq/m ³
⁵¹ Cr	1,663E+06
⁵⁴ Mn	5,652E+05
⁵⁹ Fe	1,177E+05
⁵⁸ Co	5,232E+05
⁶⁰ Co	2,027E+05
¹²⁴ Sb	4,165E+06
¹³¹ I	1,199E+06
¹³³ I	1,653E+07
¹³³ Xe	2,704E+07
¹³⁴ Cs	2,808E+06
¹³⁷ Cs	1,223E+07

Tab. 3.6 Konzentrationen für den Nuklidvektor nach 14 Tagen (DWR 4. Siemens/KWU-Generation)

Nuklid	Bq/m ³
⁵¹ Cr	1,172E+06
⁵⁴ Mn	5,479E+05
⁵⁹ Fe	1,427E+05
⁵⁸ Co	4,562E+05
⁶⁰ Co	2,017E+05
¹²⁴ Sb	3,545E+06
¹³¹ I	3,586E+05
¹³³ I	2,267E+02
¹³³ Xe	4,774E+06
¹³⁴ Cs	2,772E+06
¹³⁷ Cs	1,222E+07

3.1.5 Bestimmung der Aktivitätskonzentrationen anhaftender Radionuklide im entleerten System

Die Aktivität im Kühlmittel ist für den Betriebszustand im Wochen- oder Monatsmittel für die meisten Radionuklide bekannt. Über die an inneren Oberflächen anhaftenden Radionuklide im Primärkreislauf sind dagegen wenige oder keine direkten Daten zugänglich. Eine Abschätzung der relevanten Nuklidkonzentrationen kann folgendermaßen durchgeführt werden:

- Aus der einschlägigen Literatur (z. B. /NEE 97/) ist bekannt, dass sich als Ablagerungen im Primärkreislauf vorwiegend Metalloxide wiederfinden. Aus der Auswertung der Daten zur Primärkühlmittelaktivität sind die Verhältnisse der Radionuklid-

konzentrationen zueinander bekannt. Unter Vernachlässigung aller Nuklide, die nicht durch Mechanismen der Oxidation, Aktivierung und Ablagerung entstanden sind, kann daher zunächst ein qualitativer Nuklidvektor für die drei betrachteten Anlagengenerationen abgeleitet werden, indem ausschließlich Metalloxide berücksichtigt werden.

- Wurde in einer Anlage eine Systemdekontamination durchgeführt, bei welcher üblicherweise über 90 % der Aktivität ausgetragen wurde, so kann bei bekannter Systemoberfläche, bzw. bekanntem Systemvolumen auf die ursprüngliche Aktivität pro Fläche/Volumen zurück gerechnet werden. Eine nuklidspezifische Auflösung ist möglich, wenn die Dekontaminationsfaktoren bei der FSD für alle Nuklide etwa gleich groß sind. Bei dieser Vorgehensweise ist der jeweilige Zustand der Anlage, d. h. insbesondere der Zeitraum, seit dem die Anlage abgeschaltet ist, zu berücksichtigen.
- Für einige Stellen am Primärkreislauf werden regelmäßig während der Revisionen Kontakt-Ortsdosisleistungen gemessen. Sind die Verhältnisse der Nuklidkonzentrationen (siehe erster Punkt) in etwa bekannt, kann mit Hilfe von MicroShield, bei bekanntem Material und Stärke der Behälterwandung zwischen Messort und Kontamination, auf die Aktivität zurückgerechnet werden. Zusätzlich zu den üblichen Messpunkten bei Revisionen werden vor und nach einer Systemdekontamination einzelne Kontakt-ODLen bestimmt, die ebenfalls zurücksimuliert werden können.

Für Strukturteile des Primärkreislaufs liegen nur eingeschränkt Daten zur Ortsdosisleistung vor. Diese variieren je nach KKW. Im Regelfall wird an folgenden Stellen gemessen:

5. Heiße Seite der zu 0, 50 oder 100 % gefüllten Kühlmittleitung, Kontaktdosisleistung außen gemessen
6. Kalte Seite der zu 0, 50 oder 100 % gefüllten Kühlmittleitung, Kontaktdosisleistung außen gemessen
7. Heiße Seite im Zentrum der zu 0 % gefüllten Wasserkammer im Dampferzeuger
8. Kalte Seite im Zentrum der zu 0 % gefüllten Wasserkammer im Dampferzeuger

Auf Grund der verschiedenen Füllstände werden hierdurch Fälle repräsentiert, die in der späteren MicroShield-Simulation unterschiedlich zu behandeln wären. Eine Kombination von Flächen- und Volumenquelle ist in MicroShield allerdings nicht darstellbar.

Da der überwiegende Anteil der messbaren Ortsdosisleistung jedoch auf die anhaftenden Kontaminationen zurückgeht, führt eine ausschließliche Verwendung von entleerten Systemen bei der Simulation zu den kleinsten Fehlern. Eine mögliche Wasserfüllung würde vorwiegend als Abschirmung wirken, so dass ihre Vernachlässigung außerdem zu leicht konservativen Ergebnissen führt.

Auf Basis der Referenzfälle kann unter Annahme eines qualitativen Nuklidvektors (siehe erster Aufzählungspunkt oben) von der gemessenen Ortsdosisleistung auf die ursächliche Aktivität zurück geschlossen werden.

Es wird dementsprechend wie folgt schrittweise vorgegangen:

1. Reduzierung der generationenspezifischen (qualitativen) Nuklidvektoren (Abschnitt 3.1.4) auf aktivierte Metalloxide, d. h. ^{58}Co , ^{60}Co , ^{51}Cr , ^{59}Fe , ^{54}Mn
2. Systematische Auswertung der gemessenen Ortsdosisleistungen während Revisionen bei deutschen Siemens/KWU-DWR in den letzten 15 Jahren
3. Mittelung der ODL über jeweils alle Anlagen einer Anlagengeneration (Generationen 2, 3 und 4) sowie über heiße und kalte Seiten, sofern hierbei nicht nennenswerte Unterschiede vorhanden sind
4. Ergänzung um zusätzliche ODL-Messwerte, die aus Präsentationen, Konferenzbesuchen und Anlagenbesichtigungen in Erfahrung gebracht wurden. Diese sind das Laufrad der Hauptkühlmittelpumpe (jeweils Kontakt-ODL einer Anlage der 2. und 3. Siemens/KWU-Generation) und die Kontakt-ODL außen am Dampferzeuger auf mittlerer Höhe (KWO).
5. Rücksimulation mit MicroShield um die Flächenaktivitäten spezifisch für die wichtigsten Komponenten und Systeme zu differenzieren; dabei Einhaltung der Nuklidverhältnisse aus Punkt 1.
6. Abschätzung von Aktivitätskonzentrationen in Komponenten und Systemen, die nicht durch Berechnungen ermittelt werden können. Als Anhaltspunkt für die insgesamt im Primärkreislauf vorhandene anhaftende Kontamination wird eine Aktivität von $1\text{-}2\text{E}14$ Bq veranschlagt /KWB 14/.

Es ergeben sich die in den nachfolgenden Tabellen Teilaktivitäten bzw. Aktivitätskonzentrationen, unterschieden nach Komponenten und Systemen, für die verschiedenen

Anlagengenerationen. Da keine Daten zu Tätigkeiten am Abblasebehälter vorliegen wird dieser nicht weiter betrachtet.

Tab. 3.7 Ergebnisse für anhaftende Aktivität von Komponenten und Systemen in DWR der 2. Siemens/KWU-Generation

System / Komponente	Anzahl	Oberfläche je (cm ² , im Modell)	Spezifische Aktivität (Bq/cm ²)	Gesamtaktivität (Bq)
Dampferzeuger-Wasserkammer	8	94025	1,21E8	9,1E13
Dampferzeuger-U-Rohrbündel	4	919423 ¹	3,26E6	1,2E13
Hauptkühlmittelleitung	4	845120	1,47E6	4,98E12
Hauptkühlmittelpumpe (Unterteil)	4	75180	4,2E6	1,26E12
Druckhalter	1	1102699	1,03E5	1,14E11
RDB & -Einbauten	1	3606038	1,47E6 ²	5,31E12 ²
Not- & Nachkühlssystem	1	-	-	~ 1E12 ²

Tab. 3.8 Ergebnisse für anhaftende Aktivität von Komponenten und Systemen in DWR der 3. Siemens/KWU-Generation

System / Komponente	Anzahl	Oberfläche je (cm ² , im Modell)	Spezifische Aktivität (Bq/cm ²)	Gesamtaktivität (Bq)
Dampferzeuger-Wasserkammer	8	94025	1,43E8	1,07E14
Dampferzeuger-U-	4	919423 ¹	3,26E6	1,2E13

¹ Angabe für den Einsatz im Modell als Flächenquelle. Die Verwendung einer Volumenquelle ist in diesem Fall ebenfalls zweckmäßig ($V= 64,6E6 \text{ cm}^3$). Die tatsächliche Oberfläche der U-Rohre beträgt ca. 54000000 cm²

² Nur Kontamination, Aktivierte Bauteile werden nicht betrachtet

System / Komponente	Anzahl	Oberfläche je (cm ² , im Modell)	Spezifische Aktivität (Bq/cm ²)	Gesamtaktivität (Bq)
Rohrbündel				
Hauptkühlmittelleitung	4	845120	1,35E6	4,56E12
Hauptkühlmittelpumpe (Unterteil)	4	75180	2,3E6	6,93E11
Druckhalter	1	1102699	9,45E4	1,04E11
RDB & -Einbauten	1	3606038	1,35E6 ²	4,87E12 ²
Not- & Nachkühlsystem	1	-	-	~ 1E12 ²

Tab. 3.9 Ergebnisse für anhaftende Aktivität von Komponenten und Systemen in DWR der 4. Siemens/KWU-Generation

System / Komponente	Anzahl	Oberfläche (cm ² , im Modell)	Spezifische Aktivität (Bq/cm ²)	Gesamtaktivität (Bq)
Dampferzeuger-Wasserkammer	8	94025	3,39E7	2,55E13
Dampferzeuger-U-Rohrbündel	4	919423	3,99E7	1,2E13
Hauptkühlmittelleitung	4	845120	2,63E5	8,89E11
Hauptkühlmittelpumpe (Unterteil)	4	75180	5,99E5	1,8E11
Druckhalter	1	1102699	1,84E4	2,03E10
RDB & -Einbauten	1	3606038	2,63E5 ²	9,48E11 ²
Not- & Nachkühlsystem	1	-	-	~ 1E12 ²

Die jeweils angegebenen spezifischen Aktivitäten sowie die Gesamtaktivitäten resultieren aus einer Aufsummierung über alle berücksichtigten Nuklide der generationsspezi-

¹ Angabe für den Einsatz im Modell als Flächenquelle. Die Verwendung einer Volumenquelle ist in diesem Fall ebenfalls zweckmäßig ($V= 64,6E6 \text{ cm}^3$). Die tatsächliche Oberfläche der U-Rohre beträgt ca. 54000000 cm^2

² Nur Kontamination, Aktivierte Bauteile werden nicht betrachtet

fischen Nuklidvektoren. Da sich die Nuklidvektoren, d. h. die Verhältnisse der Nuklidkonzentrationen zueinander, im Allgemeinen deutlich unterscheiden, kann die Gesamtaktivität beim Vergleich zwischen den Anlagengenerationen nicht direkt mit ihrer radiologischen Wirkung in Verbindung gebracht werden. Beispielsweise ist bei Anlagen der zweiten Generation der ^{60}Co -Anteil an der Aktivität erheblich höher als bei Anlagen der vierten Generation, während die Gesamtaktivität vergleichbar hoch ist. Wegen der hohen Gamma-Energien des ^{60}Co führt die gleiche Aktivität bei Generation-2-Anlagen dennoch zu höheren Ortsdosisleistungen.

3.1.6 Modellierung der Reinigung des Primärkreislaufes

Zur Berücksichtigung einer Systemdekontamination wird angenommen, dass die Verhältnisse der Nuklidkonzentrationen konstant bleiben. Es verändern sich aber die absoluten Werte der Nuklidkonzentrationen in allen Komponenten des Primärkreislaufes und werden deshalb um einen komponentenabhängigen Faktor gesenkt. Der ursprüngliche Nuklidvektor wird also mit dem reziproken Dekontaminationsfaktor ($1/\text{DF}$) multipliziert. Gemäß Betreiberangaben ist die Beibehaltung der Nuklidverhältnisse nach einer Systemdekontamination eine hinreichend realistische Annahme. Die Aufrechterhaltung des ursprünglichen Alpha-zu-Gamma-Verhältnisses ist sogar ein Ziel bei einer FSD.

3.1.7 Ansätze zur Abbildung der Systemdekontamination auf die komponentenspezifischen Nuklidvektoren

Der zu erwartende DF ist im Allgemeinen unterschiedlich für verschiedene Komponenten und Systeme des Primärkreislaufs (siehe hierzu auch Abschnitt 2.1.3 und hierin insbesondere den Unterabschnitt 2.1.3.5). Der erreichbare DF ist u. a. abhängig vom zu reinigenden Material und dessen Oberflächeneigenschaften und der ursprünglichen Kontamination des Systems. Die Höhe der Kontamination vor der Reinigung wiederum hängt von den thermodynamischen Gegebenheiten während des Betriebs ab (Löslichkeitsverhalten i. A. unterschiedlich an Wärmesenken bzw. Wärmequellen) und von der Geometrie. Gebogene Rohre mit kleinem Krümmungsradius lassen etwa höhere Kontaminationen erwarten als gerade Rohre.

Für die Simulation des Effektes der Systemdekontamination wird deshalb angenommen, dass

- an höher kontaminierten Stellen auch höhere DFs erreicht werden,
- folglich der höchste DF in den Dampferzeuger-U-Rohren erreicht wird und
- der niedrigste DF in großvolumigen Behältern mit glatter Oberfläche erreicht wird und
- alle Nuklide gleichermaßen (mit identischem DF) abgetragen werden, die Verhältnisse der Radionuklid zueinander also in jedem Fall erhalten bleiben.

Um den DF zu ermitteln werden veröffentlichte Daten /TOP 13, TOP 14, TOP 15/ zu Systemdekontaminationen (bei den KKW Neckarwestheim 1, Unterweser, Obrigheim, Grafenrheinfeld und Stade) und den erhaltenen DF für einzelne Teilsysteme (Dampferzeuger, Hauptkühlmittelleitung, Hauptkühlmittelpumpe) ausgewertet (Daten durch Anlagenbesuche bei KKW mit DWR, je eine 2. und 3. Generation Siemens/KWU). Die DF des Druckhalters und des Abblasebehälters werden wegen ihrer geringen radiologischen Relevanz bei den untersuchten Tätigkeiten nicht betrachtet. Aufgrund der geringen Anzahl ausführlicher Datensätzen zu bisher erfolgten Systemdekontaminationen wird keine Unterscheidung in die einzelnen Generationen der KWU/Siemens-Anlagen erfolgen, wenngleich anzunehmen ist, dass Systemdekontaminationen bei Konvoi-Anlagen in anderer Form oder gar nicht angewendet werden. Bei den durchgeführten FSD wurde das HP CORD UV – Verfahren von AREVA angewandt. Für einzelne Teilsysteme wurden verschiedene Dekontaminationsverfahren angewandt.

Tab. 3.10 Verwendete Dekontaminationsfaktoren für Systeme und Komponenten

Komponente	DF	Spannweite DF
Dampferzeuger	401	67 – 1409
Hauptkühlmittelpumpe	140	140
Hauptkühlmittelleitung	45	22 – 69
Gesamtsystem	215	60 – 625

Damit ergeben sich die folgenden Nuklidvektoren:

Tab. 3.11 Nuklidvektoren für Teilsysteme des Dampferzeugers eines DWR der 2. Siemens/KWU-Generation

Nuklid	Bq/cm ² (Wasserkammer)	Bq (U-Rohre) ¹	Bq/cm ² (U-Rohre) ²
⁶⁰ Co	1,8109E+05	1,7965E+10	1,9539E+04
⁵⁸ Co	4,4435E+04	4,4082E+09	4,7945E+03
⁵⁴ Mn	2,6396E+04	2,6186E+09	2,8481E+03
⁵⁹ Fe	8,2374E+03	8,1718E+08	8,8880E+02
⁵¹ Cr	4,1494E+04	4,1164E+09	4,4771E+03

Tab. 3.12 Nuklidvektor für Hauptkühlmittelpumpe eines DWR der 2. Siemens/KWU-Generation

Nuklid	Bq/cm ²
⁶⁰ Co	1,80039E+04
⁵⁸ Co	4,41773E+03
⁵⁴ Mn	2,62426E+03
⁵⁹ Fe	8,18955E+02
⁵¹ Cr	4,12532E+03

Tab. 3.13 Nuklidvektor für Hauptkühlmittelleitung eines DWR der 2. Siemens/KWU-Generation

Nuklid	Bq/cm ²
⁶⁰ Co	1,96412E+04
⁵⁸ Co	4,81950E+03
⁵⁴ Mn	2,86293E+03
⁵⁹ Fe	8,93435E+02
⁵¹ Cr	4,50050E+03

¹ Da die U-Rohre des Dampferzeugers als Volumenquelle betrachtet werden, ist eine Angabe der Dosis in Absolutwerten sinnvoller.

² Diese Angaben wurden mit Hilfe der fiktiven Fläche der U-Rohre, wie in Kap. 3.1.5 dargestellt, ermittelt.

Tab. 3.14 Nuklidvektoren für Teilsysteme des Dampferzeugers eines DWR der 3. Siemens/KWU-Generation

Nuklid	Bq/cm ² (Wasserkammer)	Bq (U-Rohre) ¹	Bq/ cm ² (U-Rohre) ²
⁶⁰ Co	8,7862E+04	7,3833E+09	8,0304E+03
⁵⁸ Co	8,7593E+04	7,3607E+09	8,0057E+03
⁵⁴ Mn	4,7503E+04	3,9918E+09	4,3416E+03
⁵⁹ Fe	1,1886E+04	9,9882E+08	1,0864E+03
⁵¹ Cr	1,2127E+05	1,0191E+10	1,1084E+04

Tab 3.15 Nuklidvektor für Hauptkühlmittelpumpe eines DWR der 3. Siemens/KWU-Generation

Nuklid	Bq/cm ²
⁶⁰ Co	4,06146E+03
⁵⁸ Co	4,04899E+03
⁵⁴ Mn	2,19581E+03
⁵⁹ Fe	5,49436E+02
⁵¹ Cr	5,60570E+03

Tab. 3.16 Nuklidvektor für Hauptkühlmittelleitung eines DWR der 3. Siemens/KWU-Generation

Nuklid	Bq/cm ²
⁶⁰ Co	7,40086E+03
⁵⁸ Co	7,37813E+03
⁵⁴ Mn	4,00125E+03
⁵⁹ Fe	1,00119E+03
⁵¹ Cr	1,02148E+04

3.2 Modellierung der Dosisleistung im Primärkreislauf

Ausgehend von den nach Anlagengeneration definierten Nuklidvektoren für gelöste und anhaftende Kontamination wird mit Hilfe des Programms MicroShield aus Volumen- und Flächenaktivitäten die Ortsdosisleistung berechnet. Die Berechnungsmethode des Programms folgt den Empfehlungen der ICRP. Sie lässt sich mit dem Programmmodul „Grove Verification and Validation“ (kurz V&V) nachvollziehen bzw. zum

¹ Da die U-Rohre des Dampferzeugers als Volumenquelle betrachtet werden, ist eine Angabe der Dosis in Absolutwerten sinnvoller.

² Diese Angaben wurden mit Hilfe der fiktiven Fläche der U-Rohre, wie in Kap. 3.1.5 dargestellt, ermittelt.

Teil grafisch darstellen. Hiermit ist es zum Beispiel möglich, die Dämpfung der Gamma-Strahlung mit der Tiefe im abschirmenden Material nachzuvollziehen oder die entstehende Streustrahlung zu erklären. Obwohl es sich bei den „Grove“-Softwarekomponenten (MicroShield, SkyShine, RadDecay und V&V) um ein kommerzielles Produkt handelt, sind die Ergebnisse und ihre Berechnung somit transparent. Im Zusammenwirken von MicroShield und den nachfolgend beschriebenen, selbst entwickelten Komponenten, wird eine vollständig nachvollziehbare Simulationskette geschaffen. Auf die mathematischen Methoden der Grove-Programme wird in dieser Stelle nicht näher eingegangen und stattdessen auf das Programm „Validation Report“ sowie die Handbücher hierzu und zu MicroShield verwiesen /GRO 09a/, /GRO 11/.

3.3 Geometrische Modellierung

3.3.1 Modellierung eines DWR-Primärkreislaufs

Der Primärkreislauf eines DWR wird aus weiter oben genannten Gründen in Form einer Anordnung elementarer geometrischer Grundformen aufgefasst. Dazu wird als erster Schritt der Primärkreislauf abgebildet, indem zylindrische Körper bzw. Rohrleitungen miteinander verknüpft werden. Eine derartige Anordnung ist schematisch in Abb. 3.3 dargestellt. Das dargestellte Modell beinhaltet die Grundelemente eines Primärkreislaufs mit RDB, Dampferzeugern und Hauptkühlmittelpumpen. Hierbei sind vier Kreisläufe berücksichtigt. Messpunkte der Ortsdosisleistung können in diesem Modell frei platziert werden. Wegen des Abstandsquadratgesetzes und durch Abschirmungseffekte wird angenommen, dass der radiologische Einfluss des zweitnächsten Nachbarkreislaufs in jedem Fall vernachlässigbar ist.

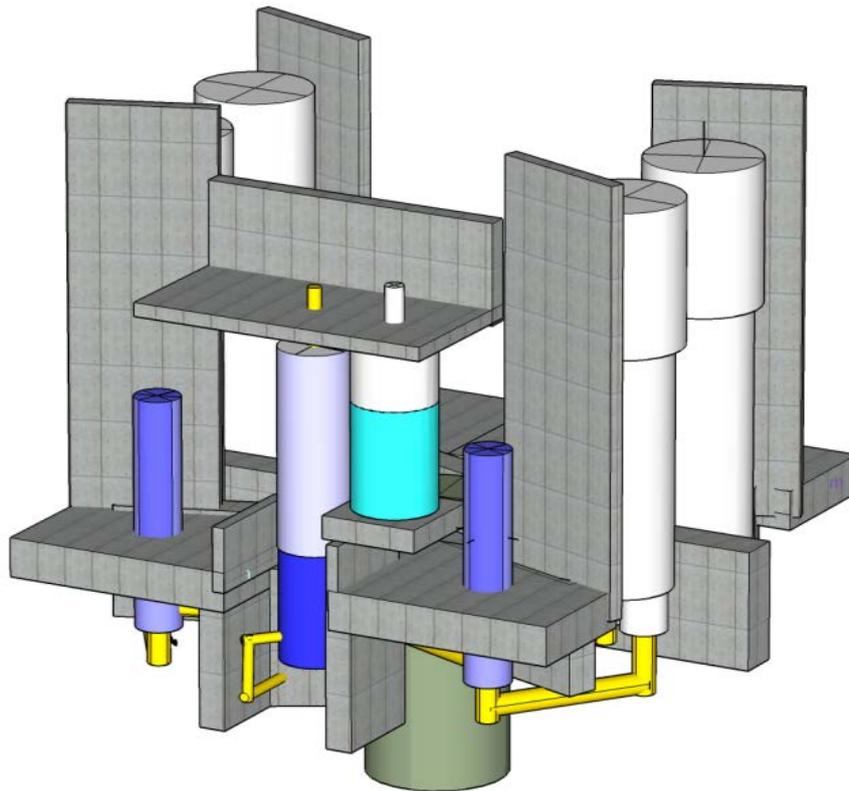


Abb. 3.3 3D-Modell der Hauptkomponenten eines Primärkreislaufs (4-Kreisläufe). Die vier Dampferzeuger (weiß) sind über die Hauptkühlmittelleitungen (gelb) mit den vier Hauptkühlmittelpumpen (blau, zwei sind sichtbar) und dem RDB (grün) verbunden. Mittig sieht man Druckhalter (blau/hellblau) mit zugehörigem Abblasebehälter (türkis/weiß).

Hohe Ortsdosisleistungen in abgegrenzten Raumbereichen werden je nach Anlage /STR 13/ durch Hot-Spots verursacht und weniger durch die reguläre Anordnung des Primärkreislaufes. Typische Orte für Hot-Spots können etwa die Abschlämmlleitung an der Unterseite der Dampferzeuger, Anschlüsse der Notkühlung und zur Dampferzeuger-Restentleerung, verstopfte Sieblöcher am Dampferzeugerrohrboden sowie im Allgemeinen tote Äste (z. B. Blindflansche) sein, an denen sich Radionuklide aufkonzentrieren. Hot-Spots können modellhaft durch punktförmige Quellen an den typischen Orten berücksichtigt werden. Für die Modellierung des Einflusses der radiologisch relevanten Teile auf die Ortsdosisleistung an einer definierten Raumkoordinate ist die Kenntnis der exakten Geometrie sämtlicher Teilsysteme des Primärkreislaufs jedoch nicht erforderlich. Stattdessen entscheiden die Abstände der radiologisch bedeutsamen Einzelkomponenten zum gewählten ODL-Messpunkt. Auf Grund der Einschränkungen des Programms MicroShield, welches für die Ermittlung einer Ortsdosisleistung

hinter Abschirmungen, ausgehend von einer bekannten Aktivität, eingesetzt wird, können nur einfache geometrische Grundformen für Strahlenquellen eingesetzt werden. Diese sind Zylinder, Kugeln und Quader in massiver Ausführung und als Hohlkörper (3D) sowie ebene rechteckige oder runde Flächen (2D), Linien (1D) und Punkte (0D). Die 3-dimensionale Anordnung und Skalierung der gegebenen Objekte ermöglicht es, die Abstände von Quellen und Abschirmungen gegenüber einem ODL-Messpunkt darzustellen. Verschiedenen Situationen, d. h. ODL-Punkte oder auch unterschiedliche Anlagen können somit durch Variation von Maßen, Materialien und Abständen generisch abgebildet werden.

Durch Definition eines Pfades, bzw. von Aufenthaltszeiten an verschiedenen ODL-Messpunkten innerhalb der Anordnung, lassen sich Bewegungen bzw. Arbeitssituationen von Personen innerhalb verschiedener Ortsdosisleistungsfelder darstellen und Strahlenexpositionen berechnen.

Abmessungen und Abstände von Objekten/Quellen lassen sich mit der verwendeten 3D-Zeichensoftware ermitteln, nachdem die Objekte räumlich positioniert wurden. Das Programm MicroShield kann zur Dosisleistungsberechnung nur jeweils **eine** Kombination aus Quelle und Abschirmungen berücksichtigen. Die tatsächliche ODL wird daher durch Superposition der Resultate von Einzelszenarien, die MicroShield berechnet, bestimmt. Eine Darstellung der Anordnung von einer Quelle und Abschirmung im Programm MicroShield zeigt Abb. 3.4.

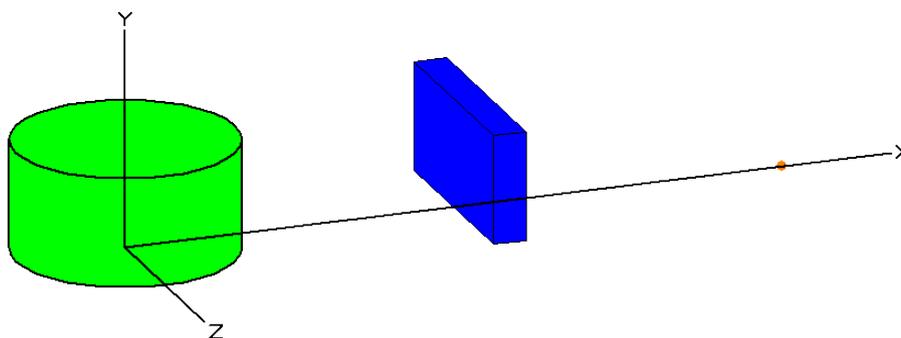


Abb. 3.4 Anordnung von Quelle (grün), Abschirmung (blau) und ODL-Messpunkt (rot) im Programm MicroShield

MicroShield ermöglicht die Eingabe der Abmessungen einer Quelle und des Abstandes sowie der Stärke von quaderförmigen Abschirmungen und ggf. von zylindrischen, abschirmenden Behälterwandungen. Die Symmetrieachse der Quelle ist dabei die y-Achse, die Anordnung von Quelle und Abschirmung(en) erfolgt stets entlang der x-Achse. Bei quaderförmigen Abschirmungen liegen dessen Kanten stets parallel oder senkrecht zur Symmetrieachse der zylindrischen Quelle. Mehrere ODL-Messpunkte lassen sich frei im Raum anordnen. Zur Berechnung der Dosisleistung werden Aktivitäten der Quelle für beliebige Radionuklide angegeben. Die Materialien von Quelle und Abschirmungen, sowie des Übergangsbereichs (i. d. R. Luft oder Wasser) können als Element, Verbindung oder Mischung mit frei vorgegebbarer Massedichte angegeben werden. Das Material beeinflusst die Stärke der Abschirmungswirkung und der entstehenden Streustrahlung.

Auf Basis der Wahl der Quellintensität, der Dimensionen, Positionen und des Materials lassen sich somit Szenarien erstellen, die eine Ermittlung von Ortsdosisleistungen im Umfeld von Quellen und Abschirmungen ermöglichen. Eine Anpassung an die Gegebenheiten unterschiedlicher Anlagentypen anhand der Materialien und Maße erfordert eine Parametrisierung der radiologisch relevanten Anlageneigenschaften deutscher DWR.

3.3.2 Materialien und Maße ausgewählter Teile des Primärkreislaufes

Für die geometrischen Betrachtungen und die Berechnung der Abschirmung bzw. kontaminierten Flächen ist die Kenntnis von Abmessungen und Materialien der betrachteten Teile des Primärkreislaufes notwendig. Dies erfolgt für die Hauptkühlmittelleitungen/-pumpen, die Dampferzeuger sowie Druckhalter mit Abblasebehälter. Diese Systemkomponenten werden als maßgebliche Quellen im Modell betrachtet, so dass auf deren Basis später Tätigkeitsdosen ermittelt werden können.

3.3.2.1 Überblick über die betrachteten Teile des Primärkreislaufes

Nachfolgend sollen die typischen Eigenschaften (Maße, Materialien, Aufbau) der Hauptkühlmittelleitungen, Hauptkühlmittelpumpen, Dampferzeuger und Druckhalter der in Deutschland vorhandenen DWR (in Betrieb, Nachbetrieb und Stilllegung) betrachtet werden. Teilweise werden Unterschiede in den Siemens/KWU-Generationen bei den entsprechenden Teilen des Primärkreislaufes aufgezeigt. In Tab. 3.17 werden die Zu-

sammensetzungen der eingesetzten Legierungen und in Tab. 3.18 werden die typischen Maße der einzelnen Komponenten für kleine, mittlere und große KKW mit DWR in Deutschland aufgeführt.

3.3.2.1.1 Hauptkühlmittelleitung

Die Hauptkühlmittelleitungen bestehen bei älteren KKW aus 22 NiMoCr 37 und wurden ab etwa Ende der 1980er im Zuge von Revisionen teilweise durch Leitungen aus 20 MnMoNi 55 ersetzt bzw. bei neueren KKW standardmäßig eingesetzt. Die Hauptkühlmittelleitungen haben einen Innendurchmesser von 700 über 750 bis 800 mm und eine Wanddicke von 35,5 bis 52 mm bei Geradrohren und bei Bögen beträgt die Wanddicke zwischen 40,5 und 57 mm. Die Innenoberfläche ist mit einer austenitischen Plattierung (Werkstoff 1.4550, X6 CrNiNb 18 10) versehen. Je nach Ausführung ist diese 5 bis 8 mm stark.

3.3.2.1.2 Hauptkühlmittelpumpe

Die Hauptkühlmittelpumpe besteht aus dem Pumpengehäuse, einem Dichtungsgehäuse und dem Motor. Der Motor ist räumlich von der restlichen Pumpe getrennt und auch das Dichtungsgehäuse ist durch den Überdruck des Dichtmediums Wasser vor Kontaminationsablagerungen aus dem Primärkreislauf geschützt. Sowohl Pumpen- als auch Dichtungsgehäuse bestehen aus dem Grundwerkstoff 22 NiMoCr 37 und sind an der Innenseite mit dem austenitischen Werkstoff schweißplattiert. Das Pumpengehäuse hat je nach Bauart (Firma KSB oder Firma Andritz) einen Innendurchmesser von 1100 bis zu 2100 mm und eine Wanddicke von 60 bis etwa 70 mm. Darin sind zwei Öffnungen untergebracht, einmal für die Zuleitung und einmal für die Ableitung des Kühlwassers. Diese Öffnungen haben die Nennweite der eingesetzten Hauptkühlmittelleitungen. Das Dichtungsgehäuse, oberhalb des Pumpengehäuses, hat je nach Bauart (s. o.) einen Außendurchmesser von 660 bis zu 1600 mm und eine Wandstärke von 117 bis etwa 140 mm und enthält eine Abfolge verschiedener Druckstufen von Wasser zur Abdichtung der Pumpenwelle.

3.3.2.1.3 Dampferzeuger

Dampferzeuger in deutschen Siemens/KWU-Anlagen sind als U-Rohr-Wärmetauscher ausgelegt. Je nach Leistung variiert die Höhe zwischen 15875 und 17750 mm. Dabei

besteht die zweigeteilte, halbkugelförmige Sammelkammer am Boden des Wärmetauschers aus 105 bis 130 mm starkem 22 NiMoCr 37 und hat einen Innendurchmesser von 2890 mm bis 3667 mm. Die innere Oberfläche ist auch hier 6 mm schweißplattiert mit dem austenitischen Werkstoff 1.4550 und hat je Kammerteil eine Öffnung, deren Durchmesser dem der Hauptkühlmittelleitung entspricht. Mit einem plattierten Stahlblech sind die 2890 bis 4086 U-Rohre fest mit der Sammelkammer verbunden. Die Rohre haben einen Innendurchmesser von 22 mm und eine Wanddicke von 1,2 bis 2 mm. Die Rohre bestehen aus Incoloy 800 und haben eine Gesamtfläche von 3070 bis 5400 m². Der Zylinder der die Rohrbündel umschließt hat eine Wanddicke von 43 bis 90 mm. Die Rohrbündel werden oberhalb des Stahlbleches von Wasser umspült, das als Wärmeträger im Sekundärkreislauf dient. Bei einer großen Anlage der zweiten KWU/Siemens- Generation ragen die Rohrbündel etwa 9000 mm in dieses Wasser hinein. Oberhalb dieser U-Rohre verbreitert sich der zylindrische Teil des Dampferzeugers auf 3580 über 4570 bis 4925 mm und hat eine Wanddicke von 55 bis 84 mm. Im Zylinder und in der Deckhaube sind Zu- und Ableitungsöffnungen des Sekundärkreises mit Öffnungsdurchmessern von 450 bis zu 750 mm. Das Volumen der Sekundärkreisseite z. B. einer Konvoi-Anlage beträgt etwa 179 m³ und ist bei Nulllast mit 104 m³ Wasser gefüllt. Unter Volllast reduziert sich das flüssige Volumen auf 63 m³, was einem Regelwasserstand von 12 200 mm, bei 17750 mm Höhe entspricht.

3.3.2.1.4 Druckhalter

Der Druckhalter ist ein zylindrisches Gefäß, das oben und unten von einer Halbkugel begrenzt wird. Er ist bei kleinen Anlagen, Anlagen von Siemens/KWU der zweiten Generation und Konvoi-Anlagen 10 000, 13 500 respektive 14 100 mm hoch und das Grundmaterial besteht bei älteren KKW aus Altherm NiMoV oder 15 NiCuMoNb 5, bei neueren aus 20 MnMoNi 55. Das Grundmaterial ist im Zylindrischen Teil (von 1840 über 2600 bis 2900 mm Innendurchmesser) 74 bis 135 mm stark und im kugelförmigen Teil 74 bis 127 mm. An der Innenseite ist der Druckhalter austenitisch schweißplattiert. Das innere Volumen bei Anlagen von Siemens/KWU der zweiten Generation und Konvoi-Anlagen beträgt zwischen 65 und 80 m³, welches bei Volllast mit 37,5 bis 45 m³ Wasser gefüllt ist. Bei Nulllast fällt das Volumen auf bis zu 23 m³ ab. Der Wasserstand wird zwischen 1750 und 12 100 mm Höhe gemessen. Der Druckhalter ist durch die Volumenausgleichsleitung mit dem Primärkreis verbunden. Diese besteht ebenfalls aus 20 MnMoNi 55 mit austenitischer Plattierung oder komplett aus austenitischem Werkstoff mit einem Durchmesser von 150 über 200 bis 348,5 mm und, bei Konvoi-Anlagen,

einer Wandstärke von 32 mm und bei Vor-Konvoi-Anlagen bis zu 40 mm mit 5 mm Plattierung. Die weiteren Anschlussleitungen des Druckhalters haben einen Innendurchmesser von bis zu 200 mm und bestehen aus demselben plattierten Material. Bei Anlagen mit geringerer Leistung hat der Druckhalter dann auch einen geringeren Innendurchmesser von z. B. 1840 mm, mit Wanddicken von 74 bis 125 mm, und, in diesem Fall, einem Gesamtvolumen von 25 m³. Das verwendete Grundmaterial ist ebenfalls 20 MnMoNi 55 und die Innenseite ist mit einer austenitischen Plattierung versehen.

Tab. 3.17 Chemische Materialzusammensetzung der eingesetzten Werkstoffe (Elemente in Massen-%) /FHS 75/,/ESS 99/,/SCH 01/

Material	C	Si	Mn	Cr	Mo	S	Ni	Nb	Al	Cu	V	Sn	P	Ti	Fe
22 NiMoCr 37	0,20	0,28 – 0,36	0,75 – 1,00	0,35 – 0,46	0,62 – 0,70	k.A.) ¹	0,85 – 1,46	-	0,33	k.A.) ₁ ¹	k.A.) ¹	k.A.) ¹	k.A.) ¹	k.A.) ¹	95,49 – 96,62
20 MnMoNi 55	0,2	0,22	1,33	0,08	0,51	0,003	0,74	k.A.) ¹	0,02	0,02	0,01	0,02	0,012	k.A.) ¹	96,833
Altherm NiMoV	0,16	0,31	1,28	0,08	0,43	0,01	0,67	k.A.) ¹	0,02	0,05	0,08	-	0,01	k.A.) ¹	96,9
15 NiCuMoNb 5	0,14	0,32	1,09	0,18	0,35	0,006	1,24	k.A.) ¹	-	0,66	-	-	0,01	k.A.) ¹	96
X10 NiCrAlTi 32 20 (Incoloy 800)	0,04 – 0,10	1,0	1,5	19,0 – 23,0	-	k.A.) ¹	30,0 – 34,0	k.A.) ¹	0,15 – 0,60	k.A.) ₁ ¹	k.A.) ¹	k.A.) ¹	k.A.) ¹	0,15 – 0,60	40,20 – 48,16
X6 CrNiNb 18 10 (1.4550)	0,08	1	2	17 - 19	-	-	9 - 11,5	≥ 10* %C	-	k.A.) ₁ ¹	k.A.) ¹	k.A.) ¹	k.A.) ¹	k.A.) ¹	65,62 – 70,12

¹ keine Angaben in der Quelle

Tab. 3.18 Typische Maße ausgewählter Bauteile und Bauteilkomponenten DWR (geringere und höhere Leistung) in Deutschland. Die Angaben zu Wanddicken sind jeweils für die dünnsten radiologisch relevanten Stellen gemacht /BUC 14/.

Bauteil	Untergruppe	Innendurchmesser (mm)	Außendurchmesser (mm)	Höhe (mm)	Wanddicke (mm)	Plattierung (mm)
Hauptkühlmitteleitung		700/750-800	770/855-905		35,5/52	7/6
Hauptkühlmittelpumpe (Bauart: KSB/Andritz)	Pumpengehäuse	1100/2100			60/115	
	Dichtungsgehäuse		660/1600		117	
Dampferzeuger	Sammelkammer	2890/3470-3667			105/100-130	6/6
	WT-Raum	3580/4500-4570		8400/9000-10400	43/85-90	
	U-Rohr	22			1,2/2,0	
Druckhalter		1840/2900	2090/3170	10000/14100	74-125/135	6/6
	Volumenausgleichsleitung	150/200-348,5			32-40	5

3.3.2.1.5 Wände und Decken im Bereich des Primärkreislaufes

Als Material für alle Decken und Wände wird Beton mit einer Dichte von $2,35 \text{ g/cm}^3$ angenommen. Auf den Biologischen Schild wird nicht eingegangen, da in diesem Vorhaben keine Tätigkeiten am RDB betrachtet werden. Falls Tätigkeiten am RDB berücksichtigt werden, ist das Material des Biologischen Schildes Barytbeton mit höherer Dichte. Die Wandstärken variieren nach Anlagengeneration bzw. Position. Die folgende Tabelle 3.7 listet die für die Simulation relevanten Wandteile und zugehörige Wandstärken für die Anlagengenerationen 2, 3 und 4 auf. Da sich auch innerhalb von einer Anlagengeneration eine gewisse Spannweite der Werte zeigt, wird jeweils ein typischer repräsentativer Wert angesetzt.

Tab. 3.19 Wandstärken nach Anlagengeneration /BUC 14/

Wandteil	Wandstärke Generation 2 (m)	Wandstärke Generation 3 (m)	Wandstärke Generation 4 (m)
Wand zwischen HKMP und DE oben	0,6	0,65	0,6
Trennwände zwischen DEs unten	1,7	1,75	1,7
Decken 10-m-Ebene	1,5	1,9	1,7
Decke über Druckhalter	0,8	0,44	0,6
Wände um Druckhalter unten	1,3	1,1	1,1
Wände um Druckhalter oben	0,5	0,5	0,5
Außenwand hinter DEs	0,6	0,65	0,7

3.3.2.2 Umsetzung der Komponenten-Geometrie in MicroShield

Ausgehend von den exakten Abmessungen sowie der inneren Struktur und den verbauten Materialien der Komponenten, die in den vorangegangenen Abschnitten behandelt wurden, werden die wesentlichen Primärkreislaufkomponenten zur Verwendung in MicroShield stark vereinfacht. Dabei spielt die Komponenten-Selbstabschirmung eine wichtige Rolle. Sie beschreibt die Reduktion der Strahlenintensität der Quelle in der Komponente bis zu ihrem Austritt. Die Komponenten-Selbstabschirmung ist abhängig von dem verbauten Material und dessen Ordnungszahl, der Dichte sowie von der geometrischen Auslegung. Die Aktivitäten der Quelle werden radionuklidspezifisch als Gesamtaktivitäten oder Aktivitätskonzentrationen angegeben. Die Materialien von Quelle und Abschirmungen, sowie des Übergangsbereiches (i.d.R. Luft oder Wasser)

können als Element, Verbindung oder Mischung angegeben werden. Die Stärke der Abschirmwirkung und die entstehende Streustrahlung werden durch das Material beeinflusst. Die Primärkreislaufkomponenten werden in mehrere Segmente unterteilt, wobei diese abhängig von Ihren geometrischen- und radiologischen Einflussgrößen gewählt sind. Aufgrund dieser Segmentierung wird die tatsächliche ODL durch Superposition der Einzelszenarien, die MicroShield berechnet, bestimmt. Die Segmente sind in MicroShield als Voll- oder Hohlzylinder gewählt, da diese mit den realen Geometrien am besten übereinstimmen. Probehalter durchgeführte MicroShield-Rechnungen zeigten nur minimale Unterschiede infolge der Materialwahl der Komponenten. Der Einfachheit halber wird für alle KWU/Siemens-Generationen dasselbe Material/ Materialkombination verwendet.

3.3.2.2.1 Hauptkühlmittelleitung

Für die Simulation der Hauptkühlmittelleitung wird keine weitere Vereinfachung durchgeführt, abgesehen von der Vernachlässigung von ab- und zuführenden Nebenleitungen. Die Leitung kann als solches als Voll- bzw. Hohlzylinder eines bestimmten Radius und einer bestimmten Länge sowohl als Volumenquelle als auch als Flächenquelle simuliert werden.

3.3.2.2.2 Hauptkühlmittelpumpe

In deutschen DWR der Siemens/KWU-Baureihen werden zwei verschiedene Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) verbaut, die der Firma Andritz und die der Firma KSB. Das Wasservolumen ist mit $2,45 \text{ m}^3$, die Gesamthöhe mit 10 m und der Durchmesser der Ein- und Austrittsleitungen mit 0,75 m bei beiden Pumpen in etwa gleich gegeben. Zudem ist die geometrische Form sehr ähnlich, daher wurde lediglich auf Basis des KSB-Modells die HKMP für MicroShield dimensioniert, eine weitere Differenzierung führt aus radiologischer Sicht zu keinen zusätzlichen Erkenntnissen. Für die Modellierung werden technische Zeichnungen zur Untersuchung der geometrischen Größen herangezogen um die Volumenanteile der jeweiligen Materialien zu erfassen.

Entsprechend wird die HKMP in drei Segmente unterteilt, die als Voll- bzw. Hohlzylinder umgesetzt werden. Die realen Höhen wurden bei allen Segmenten beibehalten um die Höhenverhältnisse realitätsnah abzubilden. Das erste (unterste) Segment, der (im Betrieb) wassergefüllte Bereich der Pumpe bis zum Beginn des Dichtungsgehäuses

bildet die Quelle. Dies erfolgt wiederum einerseits als Volumenquelle (Wasser) oder als Oberflächenquelle (wässriger Film). Als abschirmende Gehäusewand wird die reale Wandstärke an ihrer dünnsten Stelle verwendet. Der Bereich zwischen dem Dichtungsgehäuse und dem Motorflansch bildet das zweite Segment, dessen Radius in der Realität über die Höhe stark variiert. Gewählt wurde der größte Radius, welcher dem des Motorflansches entspricht, wobei der zusätzliche Luftanteil dem Abschirmmaterial zugeschlagen wird. Aus den Anteilen der Volumina der verschiedenen Materialien wurde eine Referenzdichte errechnet. Dies ist zulässig, wenn die resultierende Selbstabschirmung in den betrachteten Szenarien hinreichend gut abgebildet wird. Diese Vorgehensweise verhindert zwar, dass ein Ortsdosisleistungsmesspunkt oberhalb des Dichtungsgehäuses in kleinerem Abstand zur Quelle liegen kann als dem Motorflanschradius, aber für die Auswahl der zu berücksichtigenden Tätigkeiten in diesem Bereich ist dies vernachlässigbar. Das dritte Segment bildet der oberhalb des Motorflansches montierte Pumpenmotor. Angenommen ist ein Motordurchmesser in der radialen Größe des Pumpenflansches, wobei als Material X6CrNiNb18-10 eingesetzt wird. Somit besteht die vereinfachte HKMP aus drei aufeinander gesetzten Zylindern, welche jeweils einen Radius von 0,929 m besitzen. Die ermittelten MicroShield-Parameter für die HKMP sind in der nachfolgenden Tab. 3.20 zusammengestellt.

Tab. 3.20 Parameter in MicroShield für die generische Hauptkühlmittelpumpe /BUC 14/

Komponente	Außenradius [m]	Höhe [m]	Material
Hauptkühlmittelpumpe Quelle 1	0,652	1,836	Wasser (Volumen) / Wasserfilm (Ober- flächenquelle)
Abschirmung Quelle 1 (Mantel)	0,06	1,836	X6CrNiNb18-10
Abschirmung zwischen Dichtungsgehäuse bis zum Motorflansch (Deckel)	0,929	3,455	44,9Gew.% Stahl 55,1Gew.% Luft
Abschirmung durch Pumpenmotor (Deckel)	0,929	4,71	X6CrNiNb18-10

3.3.2.2.3 Dampferzeuger

Ein Dampferzeuger (DE) in einem DWR besitzt einen primärseitigen und einen sekundärseitigen Wasserkreislauf. Primärseitig zirkuliert das kontaminierte und erhitze Wasser aus dem Reaktorkern. Über die U-Rohre des DE wird die erzeugte thermische Leistung an den kontaminationsfreien Sekundär-Wasserkreislauf übertragen. Die primärseitige Kontamination in einem DE ist daher nur in den Ein- und Austrittskammern (Q1/Q2) sowie im U-Rohrbündel vorhanden (Q3). Diese drei Segmente werden als Quellen simuliert, der sekundärseitige Dampfdom stellt lediglich ein Segment zur Abschirmung dar, der für die Betrachtung der berücksichtigten Tätigkeiten irrelevant ist. Alle Segmente sind als Vollzylinder dimensioniert. Die geometrischen Maße der Dampferzeuger der unterschiedlichen Siemens/KWU-DWR-Generationen weichen relativ gering voneinander ab, daher ist auf Basis der vorliegenden Daten und technischen Zeichnungen verschiedener DE ein generisches Dampferzeugermodell erstellt worden. Der generische Dampferzeuger wird in Grenz- und Zweifelsfällen radiologisch geringfügig konservativ ausgelegt. Die Ein- und Austrittskammern sind geometrisch identisch und werden daher entsprechend ausgelegt. Hierzu wurde für den Radius der Innenradius (1,730 m) der Bodenkalotte herangezogen und halbiert. Die Abschirmung bildet die Wandstärke (0,065 m) der Bodenkalotte. Die Dimensionierung der U-Rohrbündel-Quelle erfolgt auf Basis des primärseitigen Wasservolumens. Das primärseitige Wasservolumen beträgt $37,1 \text{ m}^3$, folglich kann durch Subtraktion der Volumina der vorgenannten Quellen (Ein- und Austrittskammer bei einem Radius von jeweils 0,865 m und einer Höhe von 1,73 m) das Wasservolumen in den U-Rohren ($33,04 \text{ m}^3$) berechnet werden. Die Quelle erstreckt sich in axialer Richtung vom Beginn des Rohrbodens bis hin zum Abschluss des U-Rohrbündels (Höhe = 10,415 m).

Da die große Zahl an einzelnen Rohren des U-Rohrbündels nicht in MicroShield abgebildet werden kann, werden zur Bildung der Quelle die entleerten Primärkühlmittelrohre mit darin enthaltener Kontamination und das sekundärseitige Wasservolumen zu einer Quelle zusammengefasst. Die absolute Aktivität wird dabei erhalten, so dass sich die Aktivitätskonzentration entsprechend der Volumenzunahme verringert. Das in den Berechnungen verwendete Material der Quelle wird als virtuelle Mischsubstanz aus Inco-loy-800, Wasser und Luft mit einer Dichte von $2,6 \text{ g cm}^{-3}$ angenommen. Dieses Vorgehen gewährleistet eine gleichmäßige Selbstabschirmung. Der Radius der Quelle ergibt sich aus der Volumenformel eines Zylinders mit der Annahme eines Gesamtvolumens (primärseitig + sekundärseitig) von $64,61 \text{ m}^3$ zu 1,405 m.

Die äußeren Abschirmungen der Quelle bilden das Material der U-Rohrbündel (Incoloy800), die zweite das restliche umgebende sekundärseitige Wasser (0,1 m) und letztendlich die Wandstärke des Dampferzeugergehäuses mit einem Wert von 0,060 m. Der Dampfdom des Dampferzeugers bildet mit seinen Einbauten und dem sekundärseitigen Wasser eine reine Abschirmung. Für die in diesem Vorhaben betrachteten Tätigkeiten ist der Dampfdom des Dampferzeugers nicht relevant und wird vernachlässigt.

Tab. 3.21 Parameter in MicroShield für den generischen Dampferzeuger /BUC 14/

Dampferzeuger	Außenradius [m]	Höhe [m]	Material
Q1/Q2	0,865	1,73	Wasser/Wasserfilm
Abschirmung	0,93	1,73	22NiMoCr37
Q 3	1,405	10,415	Metall-Wasser-Luft-Gemisch (Volumen)
Abschirmung U-Rohre	0,0012	10,415	Incoloy800
Abschirmung Sekundärwasser	0,1	10,415	Wasser / Luft
Abschirmung Außenwand	0,06	10,415	22NiMoCr37

3.3.2.2.4 Druckhalter

Der Druckhalter ist ein stehendes Druckgefäß, das aus einem zylindrischen Mantel und je einem oberen und einem unteren Halbkugelboden zusammengesetzt ist. Am unteren Halbkugelboden befinden sich die Heizstäbe sowie die Volumenausgleichsleitung welche die heißseitige Verbindung zum Primärkreislauf herstellt. Die Sprüheinrichtung ist am oberen Halbkugelboden des Druckhalters montiert, wobei die Sprühköpfe auf das Sprühschutzhemd gerichtet sind. Der Druckhalter ist, je nach Betriebszustand, zum Teil mit siedendem Wasser gefüllt, über dem sich ein Dampfpolster befindet. Aufgrund der Dichteunterschiede der Wasserquelle innerhalb des Druckhalters, wird er für die Berechnung mit MicroShield in zwei Segmente aufgeteilt. Ein mit Wasser gefüllter Bereich sowie ein mit Dampf gefüllter Bereich. Da MicroShield keine Halbkugelböden geometrisch abbilden kann, wurden beide Bereiche durch Zylinder ersetzt.

Der Druckhalter hat eine Gesamthöhe von 13,50 m und besitzt ein Volumen von 65 m³. Der Wasseranteil beträgt im Nulllastbetrieb 36 % (23,2 m³) und der Dampfanteil 64 %

(41,8 m³). Diese Kenngrößen sind in dieser Betrachtung zur Unterteilung des Wasser- und Dampfbereiches entscheidend. Absolut betrachtet beträgt die Füllstandshöhe des flüssigen Wassers im Nulllastbetrieb 4,86 m und die des Dampfpolsters 8,64 m. Der Innenradius hat einen Wert von 1,300 m und die Wandstärke im zylindrischen Bereich beträgt 0,135 m.

Weiterhin betrachtet wird die Abschirmwirksamkeit des ringförmigen Sprühschutzhemdes, welches bei einem Innendurchmesser von 2,201 m, einem Außendurchmesser von 2,280 m und einer Höhe von 2,500 m ein Volumen von 0,695 m³ fasst. Dieses Volumen wird der Wandstärke über die Höhe des Dampfpolsters von $h = 8,64$ m unter Anwendung der Volumenformel des Hohlzylinders zugerechnet. Diese Vorgehensweise ergibt eine zusätzliche Wanddicke von ca. 0,01 m (0,009 m). Dabei ergeben sich für beide Quellen die nachfolgenden Parameter in Tab. 3.22.

Tab. 3.22 In MicroShield verwendete Parameter für den generischen Druckhalter

Druckhalter	Außenradius [m]	Höhe [m]	Material
Q1	1,3	4,86	Wasser (Volumen, flüssig) / Wasserfilm
Abschirmung von Q1	1,415	4,86	20MnMoNi55
Q2	1,3	8,64	Wassergesättigte Luft (Volumen, dampfförmig)
Abschirmung von Q2	1,445	8,64	20MnMoNi55

3.3.2.2.5 Abblasebehälter

Der Abblasebehälter dient im Druckhaltesystem dazu, den vom Druckhalter abgeführten Dampf aufzunehmen und zu kondensieren. Er besteht aus einem mit Wasser (60 %) und Gas (40 %) gefüllten zylindrischen Tank in den ein Dampfrohr mündet. Das Ende des Dampfrohres befindet sich unterhalb des Wasserspiegels und besteht aus einem Ringverteiler mit Bohrungen. Durch diesen Ringverteiler wird der heiße Dampf in das Wasserpolster geleitet und dort kondensiert. Die Gesamthöhe des Abblasebehälters beträgt 9,50 m. Der zylindrische untere Teil hat eine Höhe von 7,68 m und eine nach oben herausragende Dampfrohrlleitung von 1,82 m. Zur Dimensionierung in MicroShield wurden diese beiden Segmente getrennt betrachtet.

Für alle im Rahmen dieses Vorhabens betrachteten Tätigkeitsszenarien ist die vom Abblasebehälter ausgehende Ortsdosisleistung vernachlässigbar. Diese Information wurde durch einen Anlagenbesuch in einem Kernkraftwerk von Siemens/KWU der dritten Generation gewonnen.

3.3.3 Koordinententransformation zwischen Sketchup und MicroShield im Detail

Wie in Kap. 3.3.1 angedeutet, verwendet die Software Sketchup ein globales, kartesisches Koordinatensystem. Demgegenüber steht das Programm MicroShield, welches ein Koordinatensystem einsetzt, das mit der Geometrie der jeweiligen Quelle verknüpft ist. Unter den gegebenen Umständen gelten des Weiteren folgende Randbedingungen:

- Jede Quelle ist zylindrisch und besitzt eine bekannte Länge l und einen Radius r .
- Die Symmetrieachse der Quelle ist die y -Achse, $l \parallel y$.
- Der Ursprung des Koordinatensystems ist gleichzeitig Anfangspunkt einer Quelle (Punkt B).
- Der Endpunkt der Quelle liegt bei $y=l$ am Punkt A.
- Der ODL-Messpunkt sei P.
- Die Strecken $\overline{AP}=a$ und $\overline{BP}=b$ sind mit dem Satz des Pythagoras im \mathbb{R}^3 aus den Ortskoordinaten von P, A und B berechenbar.

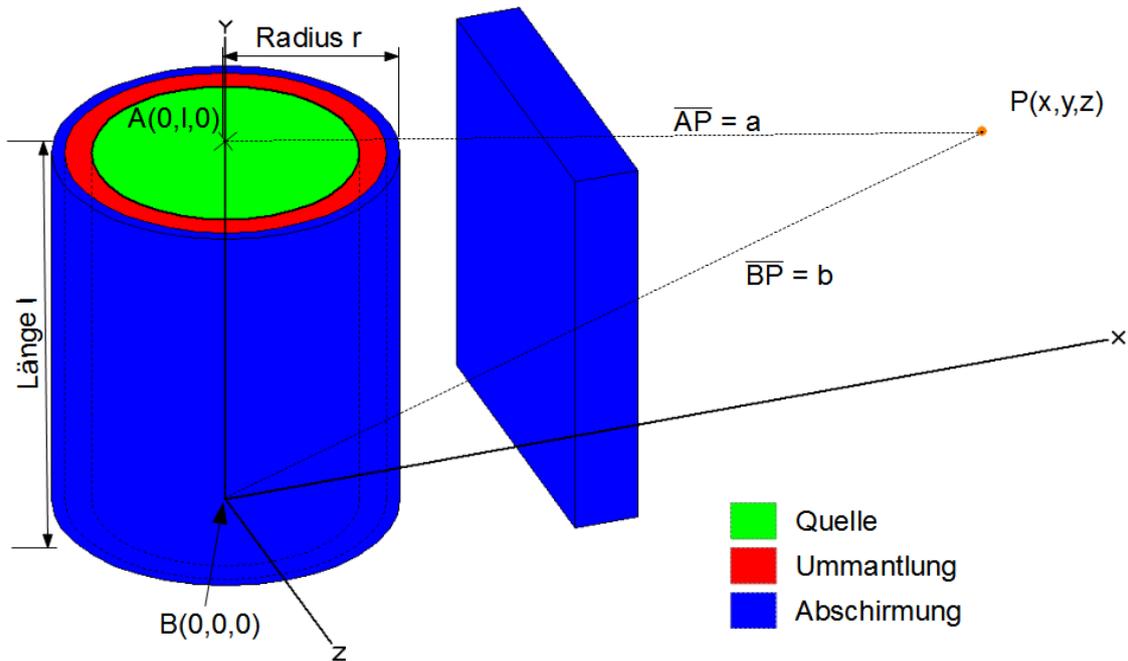


Abb. 3.5 Darstellung und Identifizierung geometrischer Größen in MicroShield

Unter diesen Voraussetzungen sind die Koordinaten des ODL-Messpunktes P im MicroShield-Koordinatensystem der betrachteten Quelle zu bestimmen (siehe Abb. 3.5).

Sofern in dem betrachteten Szenario keine abschirmende Wand zwischen Quelle und P liegt, ist der Winkel um die zylindrische Quelle bei gegebenem Abstand aus radiologischer Sicht belanglos, da alle Winkel gleichwertige Ergebnisse der ODL liefern würden. Die Lösung reduziert sich in diesem Fall zunächst auf die y-Koordinate, während x und z noch unbestimmt bleiben.

Die möglichen Ortskoordinaten von P lassen sich darüber bestimmen, dass ausgehend von den Punkten A und B jeweils eine Kugel mit Radius a bzw. b gebildet wird und die Schnittmenge dieser Kugeln berechnet wird. Die Schnittmenge ist ein Kreis in x-z-Ebene, welcher die Lösungsmenge möglicher und zunächst gleichwertiger Koordinaten des Punktes P bildet.

Es gelten die Kugelgleichungen:

$$x^2 + y^2 + z^2 = b^2 \quad \text{und} \quad x^2 + (y - l)^2 + z^2 = a^2 \quad (7)$$

Nach 0 umformen, Gleichsetzen und Umstellen liefert die y-Koordinate:

$$\Rightarrow y = \frac{a^2 - b^2 - l^2}{-2l} \quad (8)$$

y ist somit eindeutig bestimmt. Einsetzen von y in eine der Gleichungen liefert die x-Koordinate

$$x = \sqrt{b^2 - \left(\frac{a^2 - b^2 - l^2}{-2l}\right)^2 - z^2} \quad (9)$$

Damit sind die Koordinaten des Punktes P bestimmt. Die von z abhängige Lösungsschar lässt sich durch Umstellen in die Form einer Kreisgleichung bringen:

$$x^2 + z^2 = b^2 - \left(\frac{a^2 - b^2 - l^2}{-2l}\right)^2 \quad (10)$$

Ohne Berücksichtigung von abschirmenden Wänden lassen alle Lösungen symmetriebedingt radiologisch identische Ergebnisse in MicroShield erwarten, so dass der Einfachheit halber $z := 0$ gesetzt werden darf.

Liegt eine abschirmende Wand zwischen ODL-Messpunkt und Quelle, welche parallel zur Quellen-Symmetrieachse liegt, so bestimmt der Winkel α zwischen der Ebene, die aus A, B und P gebildet wird und der Abschirmungsebenennormalen (entspricht der x-Achse in MicroShield) die effektive Dicke der Abschirmung. Durch Messung im 3D-Modell oder durch Berechnung von α , lässt sich die Abhängigkeit der x- und z-Koordinate von P auflösen. Somit sind die Ortskoordinaten des Messpunktes für MicroShield bestimmbar. Die Berechnung der Koordinaten erfolgt in einer Tabellenkalkulation.

Zur mathematischen Berechnung von α wird zunächst eine Ebene aus den Vektoren **a** und **b** aufgespannt und über das Kreuzprodukt dieser Vektoren der Normalenvektor **n'** dieser Ebene bestimmt. Aus drei mittels Sketchup abfragbaren Ortsvektoren auf der Abschirmungsebene können zwei aufspannende Vektoren **v** und **w** berechnet werden. Auch hierfür wird der zugehörige Normalenvektor **n** über das Kreuzprodukt berechnet. Mit Hilfe der Normalenvektoren lässt sich nun der (Glanz-)Winkel zwischen den beiden Ebenen berechnen:

$$\cos \alpha = \frac{\mathbf{n} \cdot \mathbf{n}'}{|\mathbf{n}| \cdot |\mathbf{n}'|}. \quad (11)$$

Den gesuchten Winkel zum Lot erhält man über $90^\circ - \alpha = \alpha'$. Die gesuchte z-Koordinate für MicroShield ergibt sich nun durch $z = h \cdot \sin(\alpha')$. Dabei ist h die Höhe des Dreiecks aus den Punkten A, B und P, gemessen von P über \overline{AB} welche auch als kürzeste Entfernung zwischen Quelle und Messpunkt verstanden werden kann, sofern P nicht über die Höhe der Quelle hinausragt.

Nicht exakt erfassbar sind Fälle, in denen eine quaderförmige Abschirmung und die zylindrische Quelle sich (tatsächlich oder in gedachter Verlängerung) schneiden. Die dargestellte Vorgehensweise stellt in diesem Fall eine konservative Abschätzung dar, da der kleinste Winkel und damit die kleinste effektive Dicke der abschirmenden Wand ermittelt werden. Eine Erfassung von teilweiser Abschirmung einer Quelle (z. B. ein Zylinder auf halber Länge abgeschirmt) ist in MicroShield nicht möglich. In diesem Fall sind der nichtabgeschirmte Teil und der abgeschirmte Teil separat, d. h. als zwei Quellen zu behandeln oder ggf. der abgeschirmte Teil ganz zu vernachlässigen.

Abschirmungen, die nicht parallel zur Symmetrieachse der Quelle auf der x-Achse liegen, sondern parallel zur x-z-Ebene, können ebenfalls in MicroShield berücksichtigt werden. Diese können entweder den Deckel bzw. Boden eines zylindrischen Körpers bilden („Top Clad“), oder sich quasi-unendlich über die gesamte Ebene erstrecken. Die Symmetrieachsen der zylindrischen Quelle und der ebenfalls zylindrischen Abschirmungen sind stets identisch. Abschirmungen, die in der Abmessung die laterale Ausdehnung der Quelle (Radius) übersteigen, gleichzeitig aber nicht die gesamte Ebene zwischen ODL-Messpunkt und Quelle bilden (Teilabschirmung), sind nicht in MicroShield darstellbar. Auf Grund der Identität der Symmetrieachsen von Quelle und Schilden, sind keine Schildgeometrien realisierbar, die von der Deckel- oder Deckenform abweichen.

Kombinationen mehrerer, nicht paralleler Abschirmwände sind in MicroShield im Allgemeinen nicht darstellbar. Nehmen zwei parallel zur Quelle stehende Abschirmwände jedoch einen Winkel in der x-z-Ebene (in MicroShield-Koordinaten) ein, kann man aus dem Winkel $\alpha'(1. \text{ Abschirmung})$ unter Berücksichtigung des Winkels $\alpha'(2. \text{ Abschirmung})$ eine effektive Dicke der zweiten Abschirmung berechnen. Die zweite Abschirmung mit der berechneten effektiven Dicke wird dann parallel zur ersten positioniert.

Zwei senkrecht aufeinander stehende Abschirmungen werden als derart effektiv angesehen, dass die zugehörige Quelle in dem Fall vernachlässigt wird. Die Effektivität rührt daher, dass zwangsläufig die Gerade zwischen ODL-Messpunkt und Quelle (kürzeste Entfernung) mit einem Winkel $> 45^\circ$ zur Lotrechten einer der Abschirmwände verlaufen muss (Summe beider Winkel = 90°). Dadurch ergibt sich in jedem Fall eine große effektive Dicke von einer (oder beiden) Abschirmungen.

Unabhängig von der Wahl des Abschirmungstyps (senkrecht oder parallel zur Symmetrieachse der Quelle) kann die zylindrische Quelle mit einer bzw. mehreren abschirmenden Ummantelung(en) („Wall Clad“) versehen werden.

3.3.4 Abbildung von dosisintensiven Tätigkeiten in Ortsdosisleistungsfeldern während der Revision auf das generische Modell

Mit Hilfe des 3D-Modells und mit MicroShield lassen sich Werte der lokalen Ortsdosisleistungen an beliebigen Punkten im Raumbereich des generischen Primärkreislaufs bestimmen. Die gesamte Ortsdosisleistung an einer bestimmten Stelle ergibt sich dabei aus der Aufsummierung der einzelnen Quellen-Beiträge unter Berücksichtigung der jeweils relevanten Abschirmungen.

Für typische Tätigkeiten bei Revisionsarbeiten werden in diesem Vorhaben repräsentative Bewegungsmuster des Personals entworfen. Unter einem Bewegungsmuster wird hier eine Kombination von Aufenthaltsdauern an radiologisch nicht vernachlässigbaren Raumkoordinaten und von Aufenthalten an einem radiologisch unbedeutenden Rückzugsort verstanden. In der Regel liegen diese Koordinaten am involvierten Gewerk und an einem vergleichsweise gut abgeschirmten Bereich der Anlage. Nach Betreiberangaben beträgt der zeitliche Anteil des Aufenthalts am Gewerk, d. h. im Bereich der höchsten Ortsdosisleistung nur ca. 2 – 10 % der in ISOE übermittelten Zeitangaben (z. B. /ISO 11/). Darüber hinaus sind nur rund 50 – 70 % der Kontrollbereichszeiten Tätigkeiten im Kontrollbereich zuzuordnen. Der Rest entfällt auf Zu- und Ausgang sowie Wegezeiten.

3.3.5 Analyse und Vorauswahl von Tätigkeiten

Für eine erste Vorauswahl der Tätigkeiten, welche simuliert werden sollen, wird eine Analyse der Revisionstätigkeiten über einen langen Betriebszeitraum von KKW von

Siemens/KWU der zweiten und dritten Generation durchgeführt. Für eine anschließende Simulation der Tätigkeiten bietet es sich an, besonders häufig wiederkehrende Tätigkeiten ausfindig zu machen, so dass eine möglichst große Datenbasis vorliegt und die Tätigkeiten repräsentativ für die Anlage sind. Damit kann auch der Schwankungs- bzw. Vertrauensbereich eingeschätzt werden, in welchem mögliche Personendosen vorliegen. Gleichzeitig liegen Daten über die Primärkühlmittelaktivität und die Ortsdosisleistungen an einzelnen Stellen des Primärkreislaufs vor. Die ausgewerteten Daten stammen von Betreibern.

Ein ausreichend großer Datenbestand konnte zu folgenden Tätigkeiten /BEU 15/ ermittelt werden:

1. Arbeiten an den Hauptkühlmittelpumpen
2. Arbeiten an den Druckhalter-Armaturen
3. Druckhalter-Instandsetzung.
4. Wirbelstrom-Prüfung an den Dampferzeugern

Tätigkeiten an den aufgeführten Gewerken fanden in nahezu jedem Jahr während der Revisionen statt und waren in der Regel mit einigen 100 bis 1000 Mann-Stunden verbunden, so dass diese Beispiele eine verhältnismäßig gute Datenbasis bieten. Die Ortsdosisleistung an den jeweiligen Systemen und Komponenten ist nicht direkt bekannt. Es liegen jedoch Daten über den Aufwand an Mann-Stunden, Mann-Millisievert und der Personenzahl aus der Personendosismetrie vor. Daraus lässt sich die mittlere Dosisleistung berechnen, die sich während der Tätigkeiten am Gewerk ergibt. Des Weiteren kann hieraus die mittlere individuelle Personendosis in Folge der entsprechenden Tätigkeit ermittelt werden. Für die oben angegebenen Tätigkeiten wurden beispielhaft für eine Anlage von Siemens/KWU der zweiten Generation, über insgesamt bis zu 17 Jahrgänge gemittelt, folgende Werte ermittelt:

Tab. 3.23 Übersicht über die mittleren effektiven Dosisleistungen und mittlere Dosen bei Arbeiten an verschiedenen Gewerken für einen DWR der 2. Generation Siemens/KWU. (in Klammern und blau: Jahrgänge mit Arbeiten > 100 h) /BEU 15/

Größe/Gewerk	Hauptkühlmit- telpumpe	Druckhalter- Armaturen	Druckhalter - Instandsetzung	Dampferzeuger- Wirbelstrom- Prüfung
Mittlere Dosisleistung [$\mu\text{Sv/h}$]	19,2 (19,7)	21,3 (23,5)	53,8 (62)	(64,12)
Maximum [$\mu\text{Sv/h}$]	45,4 (45,4)	42,9 (42,9)	167,5 (167,5)	(104)
Minimum [$\mu\text{Sv/h}$]	1,0 (1,85)	7,2 (7,2)	1,5 (17)	(40)
Standardabweichung [$\mu\text{Sv/h}$]	14,2 (14,0)	11,5 (11,1)	47 (47)	(22,4)
Mittlere individuelle Personendosis [μSv]	337 (378)	263 (323)	397 (520)	(1730)
Maximum [μSv]	1327 (1327)	496 (496)	1665 (1665)	(2885)
Minimum [μSv]	2,3 (19,7)	10 (63)	2 (98)	(698)
Standardabweichung [μSv]	371 (379)	175 (144)	447 (464)	(760)

Die in Tab. 3.23 angegebene mittlere Dosisleistung bei den Arbeiten an den Gewerken repräsentiert nicht die Ortsdosisleistung an einem fixen Punkt in unmittelbarer Nähe zum Gewerk. Vielmehr ist sie ein Ergebnis von Bewegungsmustern der Arbeiter im Bereich des Gewerks. Gleiches gilt für die mittleren Personendosen. Der angegebene Schwankungsbereich liefert Anhaltspunkte für die Bewertung von Simulationsergebnissen. Dabei ist zu beachten, dass sich durch technische Maßnahmen im Laufe der Jahre sowohl die Ortsdosisleistungen verringert, als auch der Strahlenschutz verbessert haben.

Die reale Arbeitsplanung in den KKW für bestimmte Tätigkeiten an Gewerken mit signifikanter ODL erfolgt über eine detaillierte Planung von Einzelschritten durch die jeweilige Abteilung Strahlenschutz. Zum Tragen kommen dabei Messwerte der ODL an der bzw. den Komponenten sowie im Arbeitsbereich, in Verbindung mit Erfahrungswerten über die Arbeitsdauern. Dabei wird jeder Teiltätigkeit eine Dauer zugeordnet.

Analog zu der realen Arbeitsplanung in Kernkraftwerken erfolgt in der vorliegenden Arbeit die Simulation von Tätigkeiten mit Hilfe von Einzelschritten, bestehend aus Aufenthaltsdauern an Orten mit einer jeweils repräsentativen Ortsdosisleistung.

Eine wichtige Basis für die Simulation von Tätigkeiten ist die aus Betreiberberichten extrahierbare Arbeitszeit in Mann-Stunden in Verbindung mit der Personenzahl. Für die in obiger Tabelle beispielhaft aufgeführten Tätigkeiten ergeben sich folgende mittlere

Arbeitsstundenzahlen je Person (hier beispielhaft eine bestimmte Anlage von Siemens/KWU der zweiten Generation):

- Hauptkühlmittelpumpen: 17 h
- Druckhalter-Armaturen: 13 h
- Druckhalterinstandsetzung: 10,5 h
- Dampferzeuger-Wirbelstrom-Prüfung: 27,6 h

Durch die Aufteilung der Gesamtarbeitszeiten auf die Aufenthalte nahe am und entfernt vom Gewerk, wird ein Tätigkeitsmuster gebildet, welches unter Zuhilfenahme mittels MicroShield berechneter Ortsdosisleistungen die Ermittlung von Gesamtdosen eines durchschnittlichen Arbeiters ermöglicht. Für das generische Modell wird anstelle von Einzelwerten auf Mittelwerte (ggf. nach Anlagengeneration) zurückgegriffen um Personendosen zu berechnen (siehe die Unterkapitel von Kap. 3.3.6 und Kap. 4).

3.3.6 Auswahl von ODL-Messpunkten im 3D-Modell

Für bestimmte Tätigkeiten an einem Gewerk ist nur eine begrenzte Zahl an Raumpunkten radiologisch signifikant. Im Wesentlichen sollen, in vereinfachender Weise, für jede betrachtete Tätigkeit die Koordinaten von etwa drei Punkten ausgewählt werden. Ein Raumpunkt befindet sich jeweils in direkter Nähe zum Gewerk, der zweite im zugehörigen Raumbereich im Abstand von 1 – 3 m vom Gewerk entfernt, unter gleichzeitiger Maximierung des Abstandes von anderen radiologisch nicht vernachlässigbaren Anlagenteilen. Diese Auswahl spiegelt das idealerweise zu erwartende Verhalten eines Arbeiters bei Reparatur- und Wartungsarbeiten wider. Ein dritter Raumpunkt befindet sich in größerem Abstand von Strahlenquellen und hinter Abschirmungen. Damit wird dem Umstand Rechnung getragen, dass auch ein Aufenthalt im Kontrollbereich stattfindet, der nicht unmittelbar mit der eigentlichen Tätigkeit verknüpft ist (z. B. Wege, Unterrichtungen, etc.).

Unter Verwendung von Informationen aus Anlagenbesuchen (Beginn des Kap. 3.3.4) bzgl. der zeitlichen Aufteilung der Aufenthaltszeiten ergibt sich die Gesamtdosis näherungsweise folgendermaßen:

$$D = \text{Ges. Zeit} \cdot ((2 \% \text{ bis } 10 \%) \cdot \text{ODL}_{\text{nah}} + (30 \% \text{ bis } 50 \%) \cdot \text{ODL}_{\text{weit}} + (50 \% \text{ bis } 60 \%) \cdot \text{ODL}_{\text{Umgebung}}).$$

Hierbei bezeichnen:

- Ges. Zeit – Gesamtdauer der Tätigkeit
- ODL_x – Ortsdosisleistung nahe/weit entfernt und abgeschirmt/in der Umgebung des Gewerks (mittlere Entfernung)
- D – Gesamtdosis der Tätigkeit.

Für die ausgewählten Tätigkeiten wird im Folgenden erläutert, welche ODL-Messpunkte zur Simulation ausgewählt wurden und wie diese sich in die oben genannte zeitliche Aufteilung einfügen.

3.3.6.1 Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe

Für die Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe wurden vier ODL-Messpunkte festgelegt. Wie weiter oben erwähnt, befindet sich jeweils ein Punkt hinter einer Abschirmung

und einer im selben Raumbereich aber in mittlerer Entfernung zum Gewerk. Der nahe gelegene Punkt mit 2 % bis 10 % Zeitanteil wird aufgeteilt auf zwei Punkte, von denen der eine direkt am Pumpenmotor und der andere tief unten am Übergang der Wasserkammer zur Pumpenwelle liegt. Für diese beiden Punkte ist ein erheblicher Unterschied in der Ortsdosisleistung zu erwarten, da der oben liegende Punkt durch eine Betondecke (1,7 m im Referenzmodell) von den relevanten Quellen getrennt ist.

Sofern entsprechende Daten hierzu vorliegen, kann für einen Vergleich der Simulation mithilfe der zwei verschiedenen nahen Punkte zwischen Wartungen am Motor und Arbeiten z. B. am Laufrad unterschieden werden.

Bei Arbeiten an der Hauptkühlmittelpumpe sind durchschnittlich 56 (Generation 3) bzw. 36 Personen (Generation 2) beteiligt und die mittlere Arbeitszeit pro Arbeiter beträgt 17 h.

3.3.6.2 Druckhalter-Armaturen

Aus Gesprächen mit Mitarbeitern eines Betreibers im Rahmen einer Anlagenbesichtigung ist hervorgegangen, dass die Kontamination und Ortsdosisleistung im Druckhalter-Armaturenraum äußerst unregelmäßig und in der Regel nicht vorhersagbar ist. Zudem ist der Armaturenraum von einer großen Anzahl an primärkühlmittelführenden Strukturen aus Rohrleitungen und Ventilen geprägt. Die resultierende Komplexität würde einen hohen Aufwand in der Umsetzung sowohl im 3D-Modell als auch bei den MicroShield-Simulationen bedeuten und dennoch zu unsicheren Ergebnissen führen. Darüber hinaus ist die Definition von ausgezeichneten repräsentativen Raumpunkten in diesem Arbeitsbereich praktisch nicht möglich. Auf eine Simulation von Tätigkeiten im Druckhalter-Armaturenraum wird daher verzichtet.

3.3.6.3 Druckhalter-Instandsetzung

Gemäß Betreiberangaben werden Instandsetzungsarbeiten am Druckhalter, die das Personal durchführt, ausschließlich von außen durchgeführt. Sind Arbeiten im Innern notwendig, verwendet man Manipulatoren. Instandsetzungsarbeiten sind individuell sehr verschieden und richten sich nach dem jeweiligen Bedarf. Ausgezeichnete Referenzpunkte sind daher nicht eindeutig kennzeichenbar. In Anlehnung an das Grundkonzept von nah, weit und Umgebung, werden drei Punkte wie folgt festgelegt:

- Weit unten und nahe an der Volumenausgleichsleitung (hohe ODL erwartet), ca. 0,5 m von der Behälteraußenwand entfernt
- Auf etwa halber Höhe des Druckhalters im Abstand von ca. 0,3 m (mittlere bis hohe ODL erwartet)
- Oberhalb des Druckhalters neben dem Armaturenraum, abgeschirmt durch eine Betondecke (0,6 m im Referenzmodell, niedrige ODL erwartet)

Die zeitlichen Anteile der Aufenthalte an den beiden nahen ODL-Punkten können für einen 1:1-Vergleich der Simulation mit realen Daten für die Tätigkeit passend gewählt werden, sofern entsprechende Informationen vorliegen.

Bei Arbeiten am Druckhalter sind durchschnittlich 82 (Generation 2 und 3) Personen beteiligt und die mittlere Arbeitszeit pro Arbeiter beträgt 10,5 h.

3.3.6.4 Dampferzeuger-Wirbelstromprüfung

Je nach KKW werden Wirbelstromprüfungen an Dampferzeugern seit fünf bis zehn Jahren nur noch automatisiert mittels elektrischer Manipulatoren durchgeführt. Auch das Einbringen des Manipulators durch das Mannloch an der Wasserkammer unten am Dampferzeuger erfolgt durch einen weiteren Manipulator. Arbeiten durch das Personal bestehen damit nur noch aus Vor- und Nachbereitungen der Wirbelstromprüfung in der Umgebung des Dampferzeugers – hauptsächlich im Raumbereich rund um die Wasserkammern. Als ODL-Messpunkte werden ein abgeschirmter Punkt hinter der äußeren Wandung in radialer Richtung hinter dem Dampferzeuger sowie ein Punkt in mittlerer Entfernung zu den wesentlichen Quellen am Unterteil des Dampferzeugers gewählt:

- Schräg oberhalb der Wasserkammern im seitlichen Abstand von ca. 1 m auf der 10 m-Bühne im Bereich der U-Rohre (mittlere ODL erwartet)
- Hinter der äußeren Abschirmung (0,7 m Dicke im Referenzmodell) in Höhe der DE-U-Rohre – 12 m-Kote (niedrige ODL erwartet)

Bei der Dampferzeuger-Wirbelstromprüfung sind durchschnittlich 36 Personen beteiligt und die mittlere Arbeitszeit pro Person beträgt 12,5 h.

4 Durchführung und Ergebnisse der Simulation

Entsprechend der im vorangegangenen Kapitel dargelegten Methodik und den getroffenen Annahmen und Vereinfachungen werden in diesem Abschnitt die Durchführung der Simulationen und ihre Ergebnisse vorgestellt.

Dabei werden nur die zweite und dritte Generation der KWU/Siemens-KKW betrachtet. Die erste Generation wird wie bereits in Kap. 3.1.4 erwähnt nicht betrachtet. Ebenso wird die vierte Generation (Konvoi-Anlagen) in diesem Vorhaben nicht betrachtet. Dies könnte in einem möglichen Folgevorhaben geschehen.

Für die jeweiligen Generationen werden Referenztätigkeiten betrachtet. In den folgenden Abschnitten werden die Ergebnisse der Simulationen zu den verschiedenen Referenzfällen dargestellt. Diese berücksichtigen im Einzelnen,

1. dass die Nuklide im Primärkühlmittel gelöst sind,
2. dass allein anhaftende Nuklide für die jeweilige ODL verantwortlich sind,
3. dass eine Systemdekontamination durchgeführt wurde und
4. den Fall eines Hot-Spots an einer entfernten Komponente.

Schließlich werden die erhaltenen, berechneten Werte mit gemessenen Daten zu tätigkeitsbezogenen Personendosen verglichen.

4.1 Referenzfall: Tätigkeiten an den Hauptkühlmittelpumpen unter Berücksichtigung ausschließlich im Primärkühlmittel gelöster Nuklide

Für die Simulation des Referenzfalles wird im ersten Schritt von einem idealen Systemverhalten des generischen Modells eines DWR-Primärkreislaufs ausgegangen. In diesem System sind zwar Radionuklide infolge von Oxidationsprozessen, Transport und Aktivierung entstanden, lagern sich aber nicht an inneren Oberflächen ab. Sämtliche Radionuklide sind gleichmäßig verteilt und ausschließlich im Primärkühlmittel gelöst. Als Konzentration für die Radionuklide wird der langjährige Durchschnitt aller KKW einer Anlagengeneration gewählt.

Diese erste Berechnung spiegelt sicher nicht die Realität wider. Sie kann jedoch dazu dienen, allgemeine Erkenntnisse zu liefern und diese für die weiteren Schritte nutzbar zu machen. Deshalb wird an dieser Stelle nur ein Beispielfall durchgeführt:

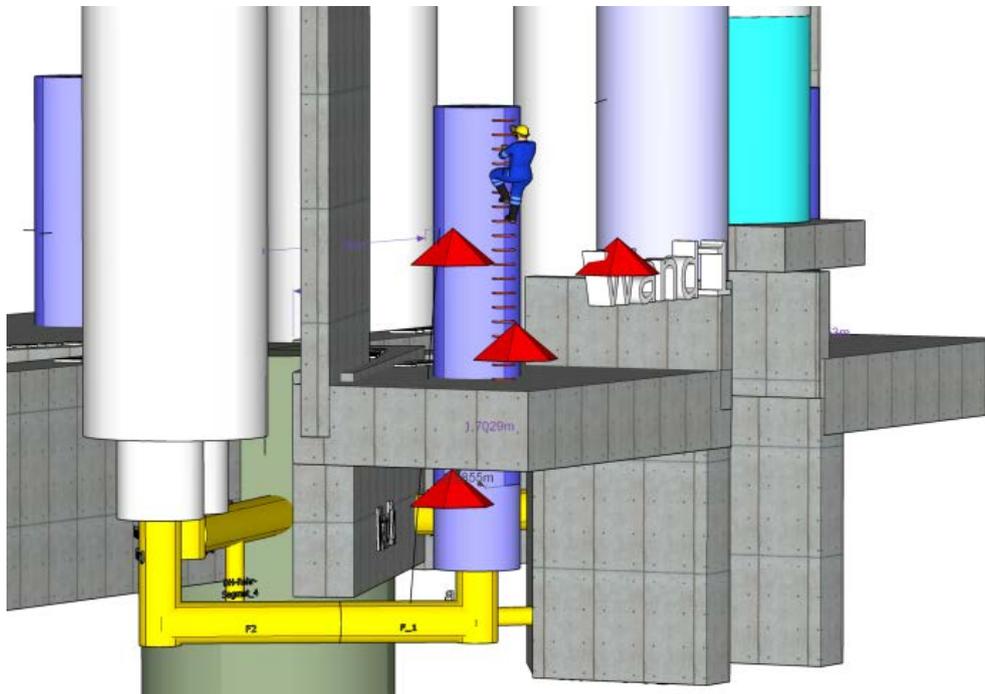


Abb. 4.1 Auswahl der Raumpunkte am Gewerk „Hauptkühlmittelpumpe“ (rote Prismen), deren Ortsdosisleistung berechnet wird

Die Simulation erfolgt auf Grundlage von Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe für einen Reaktorprimärkreislauf einer Anlage der dritten KWU/Siemens-Generation während der Revision. Hierzu wird der in Kapitel 3.1.4 aufgeführte zugehörige Nuklidvektor eingesetzt. Es wurden vier repräsentative Punkte ausgewählt: zwei Punkte sehr nahe am Objekt, davon einer sehr nahe an der Quelle (unten) und einer im Bereich des Motors. Ein dritter Punkt liegt in der näheren Umgebung der Pumpe auf mittlerer Höhe oberhalb der abschirmenden Decke. Der vierte Punkt liegt im Treppenhaus hinter einer Wand, die in Abb. 4.1 nur angedeutet ist. Er repräsentiert Aufenthalte, die nicht direkt mit dem Gewerk in Verbindung stehen, aber dennoch in der Dosis-Bilanzierung inbegriffen sind, wie Wege, Umkleiden und Pausen. Mit Hilfe des Sketchup-3D-Modells wird entschieden, welche Elemente des Primärkreislaufes relevante Quellen in der Umgebung dieser Raumpunkte darstellen (siehe hierzu Abb. 4.1). Folgende Strahlenquellen wurden jeweils berücksichtigt:

1. Raumpunkt Nahfeld oben: Dampferzeuger (DE-Eintrittskammer, DE-Austrittskammer, U-Rohrbündel); Rohrleitungen Richtung RDB (Rohre E1, E2); HKMP-Unterteil; DH-Unterteil, DH-Oberteil

2. Raumpunkt Nahfeld unten: Dampferzeuger (DE-Eintrittskammer, DE-Austrittskammer, U-Rohrbündel); HKMP-Unterteil, Rohrleitungen (Rohre A, B, C, D, E1, F1), Druckhalter-Unterteil
3. Raumpunkt Mittlere Entfernung: Dampferzeuger (DE-Eintrittskammer, DE-Austrittskammer, U-Rohrbündel); Rohrleitungen Richtung RDB (Rohre E1, E2); HKMP-Unterteil; DH-Unterteil, DH-Oberteil
4. Raumpunkt Entfernt/abgeschirmt: DH-Oberteil

Die Auswahl umfasst alle direkt angrenzenden Strahlenquellen. Gleichzeitig wurden Quellen vernachlässigt, die hinter mindestens zwei Abschirmungen liegen. Daraus resultiert auch, dass für Punkt 4 lediglich eine Quelle relevant wird.

Mit Hilfe der Software MicroShield werden die Ortsdosisleistungen an den vier Punkten für jede Quelle einzeln berechnet und addiert. Dabei ergeben sich folgende Ortsdosisleistungen:

1. Nahfeld oben: $7,23E-05$ mSv/h (dominiert von der Quelle DH-Oberteil)
2. Nahfeld unten: $2,16E-04$ mSv/h (dominant sind Rohre E1 und F1 und HKMP-Unterteil)
3. Mittlere Entfernung: $4,43E-05$ mSv/h (dominiert von der Quelle DH-Oberteil)
4. Entfernt / abgeschirmt: $2,81E-16$ mSv/h

Auf Grundlage der Angaben in den Betreiberberichten über die durchschnittlich pro Person aufgewendete Arbeitszeit für bestimmte Tätigkeiten, wird die Ortsdosisleistung in eine mittlere Personendosis überführt. Hierfür muss eine Aufteilung der gesamten Arbeitszeit auf die vier betrachteten Raumpunkte erfolgen. Nach Angaben von Betreiberseite /STR 13/ entfallen ca. 2 – 10 % auf den Nahbereich (1. und 2.), während 30 – 50 % der Zeit auf Wegzeiten, Pausen etc. entfallen (4.). Der Rest entfällt folglich auf die mittlere Entfernung (3.). Für den hier betrachteten Fall wird die mittlere Gesamtarbeitszeit eines durchschnittlichen Arbeiters von 17 h (gemittelter Wert für alle Siemens/KWU-Generationen) folgendermaßen aufgeteilt:

1. Nahfeld oben: 2 – 6 % (Summe aus 1. und 2. = 6 %)
2. Nahfeld unten: 2 – 6 % (Summe aus 1. und 2. = 6 %)

3. Mittlere Entfernung: 60 %
4. Entfernt / abgeschirmt: 34 %.

Wählt man für Nahfeld oben 2 % und für Nahfeld unten 4 %, entfällt der höchste Dosisanteil (0,452 μSv) auf den Aufenthalt in der mittleren Entfernung, gefolgt von dem unteren Nahfeld (0,147 μSv). Die Bereiche Nahfeld oben und Entfernt / abgeschirmt sind radiologisch in diesem Fall wegen des kurzen Aufenthaltes respektive der sehr geringen Ortsdosisleistung zu vernachlässigen. Insgesamt erhält ein durchschnittlicher Arbeiter infolge der Tätigkeit „Hauptkühlmittelpumpe Wartung/Inspektion“ damit eine simulierte Dosis von 0,624 μSv .

Die tatsächliche mittlere tätigkeitsbezogene Personendosis für diese Tätigkeit liegt für Anlagen von Siemens/KWU der dritten Generation im Bereich von 100 bis 200 μSv pro Person. Die unter den gegebenen Annahmen mit Hilfe der Simulation errechnete Dosis ist also rund zwei Größenordnungen von gemessenen Dosen entfernt. Dies gilt auch für den im Rahmen der getroffenen Annahmen noch möglichen Extremfall von einem 10%-Anteil des Aufenthaltes im unteren Nahbereich der Quelle, welcher 0,367 μSv generieren würde.

Aus der ersten Simulation lassen sich folgende Erkenntnisse gewinnen:

- Das Ergebnis der Simulation weist eine große Diskrepanz zu realen Messwerten auf. Daraus lässt sich schließen, dass die Ortsdosisleistungen im KKW während der Revision von anhaftenden Kontaminationen bestimmt werden, wohingegen die gelösten Nuklide im Primärkühlmittel relativ unbedeutend sind.
- Systemkomponenten oder Teile davon, die kein Wasser enthalten, zeigen eine geringere Selbstabschirmung und tragen folglich stärker zur Ortsdosisleistung bei als gefüllte Systeme (hier Oberteil Druckhalter). In realen Systemen, bei denen anhaftende Kontaminationen eine größere Rolle spielen, wird das Verhältnis voraussichtlich anders ausfallen.
- Betonwände zeigen erwartungsgemäß eine starke Abschirmwirkung, insbesondere wenn der Winkel der Einstrahlung zu einer großen effektiven Wanddicke führt. Außerdem zeigen besonders Betondecken mit einer gleichmäßigen Stärke von 1,5 – 2,0 m eine erhebliche Abschirmwirkung.

- Weitere Simulationen ausschließlich mit im Wasser gelösten Radionukliden sind nicht zielführend und werden nicht weiter durchgeführt.

Im Folgenden sollen die Ergebnisse von Simulationen in entleerten Systemen mit anhaftenden Kontaminationen betrachtet werden. Diese Situation spiegelt den realen Systemzustand zu Revisionszeiten und während der Stilllegung besser wider. Eine Ausnahme bildet der Reaktordruckbehälter (RDB), welcher jedoch auf Grund der Fragestellungen in diesem Vorhaben außer Acht gelassen wird.

4.2 Berücksichtigung anhaftender Kontamination im entleerten System

Zur Simulation tätigkeitsbezogener Personendosen werden die in Kapitel 3.1.5 hergeleiteten komponentenspezifischen Nuklidvektoren verwendet. Soweit nicht anders beschrieben, werden weitere Annahmen wie im vorangegangenen Kapitel übernommen.

4.2.1 Referenzfall: Revisionsbedingte Tätigkeiten im Bereich der Hauptkühlmittelpumpen

Die Auswahl der ODL-Messpunkte sowie der zeitlichen Aufteilung auf diese Punkte ist identisch zu der in Kapitel 4.1 beschriebenen. Entsprechend kommen dieselben Systeme und Komponenten als Quellen und Abschirmungen zur Geltung. Der obere Teil des Druckhalters kann in diesem Fall vollständig als Quelle vernachlässigt werden. Die Simulationen werden wie vorstehend wiederholt, jedoch unter Verwendung von anhaftender Kontamination im entleerten System und zwar separat für DWR der 2 und 3 Siemens/KWU-Generationen.

4.2.1.1 Simulationen für Anlagen der zweiten KWU/Siemens-Generation

Mit Hilfe der Software MicroShield werden die Ortsdosisleistungen an den vier repräsentativen Punkten für jede Quelle einzeln berechnet und addiert. Dabei ergeben sich folgende Ortsdosisleistungen:

1. Nahfeld oben: $4,39E-04$ mSv/h (dominiert von der Quelle DE-U-Rohre)
2. Nahfeld unten: $2,3E-01$ mSv/h (dominant sind Rohre E1 und F1 und HKMP-Unterteil)

3. Mittlere Entfernung: $1,70E-03$ mSv/h (dominiert von der Quelle DE-U-Rohre)
4. Entfernt/abgeschirmt: vernachlässigbar

Nennenswerte Dosen werden folglich vor allem im Aufenthaltsbereich unten an der Hauptkühlmittelpumpe generiert. Bei der oben angenommenen Aufteilung der Arbeitszeiten auf die Aufenthaltsorte ergibt sich eine durchschnittliche Ortsdosisleistung von $10,2 \mu\text{Sv/h}$.

Legt man (wie oben) eine mittlere Arbeitszeit von 17 h je Arbeiter und dieselbe Verteilung der Arbeitszeit auf die Aufenthaltsorte zugrunde, ergibt sich eine Gesamtdosis pro Arbeiter von $174,17 \mu\text{Sv}$ für die Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe. Davon entfallen $156,69 \mu\text{Sv}$ auf den Aufenthalt im unteren Nahbereich. Die Kollektivdosis für diese Tätigkeit beträgt bei durchschnittlich 36 Personen $6,3 \text{ Pers.mSv}$.

Wählt man die im Rahmen der weiter oben getroffenen Annahmen maximale Aufenthaltszeit von 10 % im Nahfeld unten und 0 % im Nahfeld oben, beträgt die Gesamtdosis je Arbeiter $409,1 \mu\text{Sv}$. Diese Ergebnisse sind mit den realen Werten vergleichbar. Die maximale Abweichung von rund einem Faktor 2 markiert den Vertrauensbereich des Simulationsergebnisses.

4.2.1.2 Simulationen für Anlagen der dritten KWU/Siemens-Generation

Mit Hilfe der Software MicroShield werden die Ortsdosisleistungen an den vier repräsentativen Punkten für jede Quelle einzeln berechnet und addiert. Dabei ergeben sich folgende Ortsdosisleistungen:

1. Nahfeld oben: $5,32E-05$ mSv/h (dominiert von der Quelle DE-U-Rohre)
2. Nahfeld unten: $1,07E-01$ mSv/h (dominant sind Rohre E1 und F1 und HKMP-Unterteil)
3. Mittlere Entfernung: $2,30E-05$ mSv/h (dominiert von der Quelle DE-U-Rohre)
4. Entfernt/abgeschirmt: vernachlässigbar

Nennenswerte Dosen werden auch hier vor allem im Aufenthaltsbereich unten an der Hauptkühlmittelpumpe generiert. Bei der oben angenommenen Aufteilung der Arbeits-

zeiten auf die Aufenthaltsorte ergibt sich eine durchschnittliche Ortsdosisleistung von 4,3 $\mu\text{Sv/h}$.

Legt man (wie oben) eine mittlere Arbeitszeit von 17 h je Arbeiter und dieselbe Verteilung der Arbeitszeit auf die Aufenthaltsorte zugrunde, ergibt sich eine Gesamtdosis pro Arbeiter von 73,25 μSv für die Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe. Davon entfallen 73,0 μSv auf den Aufenthalt im unteren Nahbereich. Die Kollektivdosis für diese Tätigkeit beträgt bei durchschnittlich 56 Personen 4,1 Pers.mSv.

Wählt man die im Rahmen der weiter oben getroffenen Annahmen maximale Aufenthaltszeit von 10 % im Nahfeld unten und 0 % im Nahfeld oben, beträgt die Gesamtdosis je Arbeiter 182,73 μSv . Diese Abweichung zum Wert aus der Referenzannahme um ca. Faktor 2,5 markiert den oberen Vertrauensbereich der Simulation.

4.2.2 Referenzfall: Tätigkeiten im Bereich des Druckhalters

Die hier berücksichtigten Tätigkeiten im Bereich des Druckhalters umfassen Inspektionen, Wartungen und Reparaturen. Tätigkeitsbezogene Aufenthalte sind damit theoretisch an allen Stellen des Druckhalters möglich. Komplexere Strukturen innerhalb des Druckhalters stellen das Sprühhemd im oberen Teil und die Heizrohre im unteren Teil dar, so dass ebendort vermehrt Tätigkeiten erwartet werden können. Der untere Teil bildet erfahrungsgemäß die Quelle mit der höchsten Aktivität. Zwecks Dosisminimierung werden Arbeiten dort am stärksten strahlenschutztechnisch geplant und optimiert und die Aufenthaltszeit minimiert sowie ggf. Manipulatoren eingesetzt.

Die Aufteilung der Aufenthalte wird wie folgt gewählt:

1. Nahfeld unten: 2 %
2. Auf mittlerer Höhe: 50 %
3. Im oberen, abgeschirmten Bereich: 48 %

An Punkt 1 (Nahfeld unten) werden als Strahlenquellen berücksichtigt: Druckhalter-Unterteil, die Volumenausgleichsleitungen (Segmente 0-3), das HKMP-Unterteil und die angrenzenden Kühlmittelleitungen der Kühlkreisläufe 1 und 4 (Kr1, Kr4), nämlich E1-Kr1, E-Kr4, B-Kr1, B-Kr4, F1-Kr1, F-Kr4.

An Punkt 2 (mittlere Höhe DH) tragen folgende Quellen zur Dosis bei: Druckhalter-Unterteil, die Volumenausgleichsleitungen (Segmente 0-3), das HKMP-Unterteil-Kr1 und die angrenzenden Kühlmittleitungen der Kühlkreisläufe 1 und 4 (Kr1, Kr4), nämlich E1-Kr1, E2-Kr4.

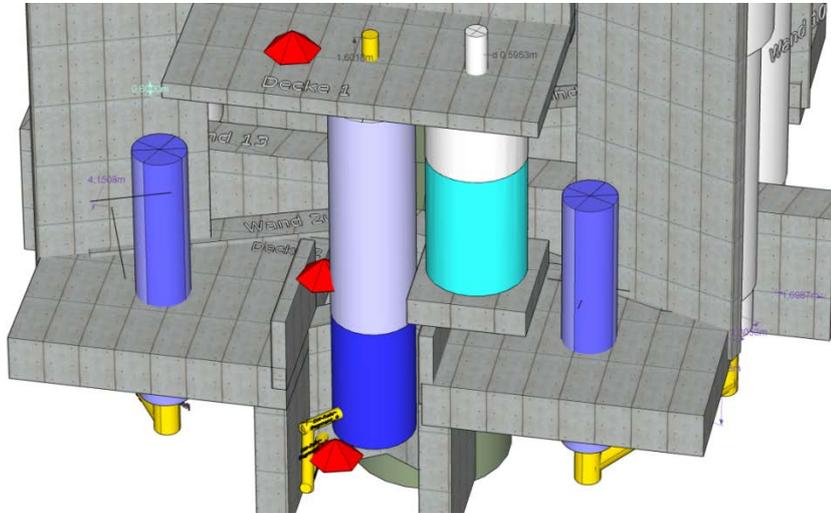


Abb. 4.2 Kennzeichnung der ODL-Messpunkte am Gewerk „Druckhalter“

An Punkt 3 (oben, abgeschirmt) sind diese Quellen dosisrelevant: Druckhalter-Unterteil und die Volumenausgleichsleitungen (Segmente 0-3).

Es werden – je nach Siemens/KWU-Anlagengeneration – die in Kapitel 3.1.5 hergeleiteten komponentenspezifischen Nuklidvektoren für anhaftende Kontamination eingesetzt.

4.2.2.1 Tätigkeiten am Druckhalter in Anlagen der zweiten Siemens/KWU-Generation

Mit Hilfe der Software MicroShield errechnen sich die folgenden Ortsdosisleistungen an den drei repräsentativen Punkten unter Verwendung der Nuklidvektoren für Generation-2-Anlagen:

1. Nahfeld unten: 3,15 mSv/h
2. Auf mittlerer Höhe: 0,09 mSv/h
3. Im oberen, abgeschirmten Bereich: 0,004 μ Sv/h

Die höchsten Dosisleistungen werden folglich vor allem im Aufenthaltsbereich unten am Druckhalter generiert. Die größten Beiträge zur Ortsdosisleistung liefern dort die nächstgelegenen Rohrsegmente der Volumenausgleichsleitung. Bei der im vorherigen Kapitel angenommenen Aufteilung der Arbeitszeiten auf die Aufenthaltsorte ergibt sich eine durchschnittliche tätigkeitsbezogene Dosisleistung von 105 $\mu\text{Sv/h}$.

Legt man eine mittlere Arbeitszeit von 10,5 h je Arbeiter und die Verteilung der Arbeitszeit auf die Aufenthaltsorte gemäß den Angaben in Abschnitt 4.2.2 zugrunde, ergibt sich eine Gesamtdosis pro Arbeiter von 1128 μSv für Tätigkeiten am Druckhalter. Davon entfallen 661 μSv auf den Aufenthalt im unteren Nahbereich, 446 μSv auf den Bereich in mittlerer Entfernung und 21 μSv auf den abgeschirmten Bereich.

Die Kollektivdosis für diese Tätigkeit beträgt bei durchschnittlich 82 Personen 90,8 Pers.mSv. Dieser Wert liegt im oberen Bereich tatsächlich gemessener Kollektivdosen für diese Tätigkeit (siehe Kap. 4.3).

4.2.2.2 Tätigkeiten am Druckhalter in Anlagen der dritten Siemens/KWU-Generation

Die Rechnungen mit MicroShield an den drei repräsentativen Punkten unter Verwendung der Nuklidvektoren für Generation-3-Anlagen ergeben folgende Ortsdosisleistungen:

1. Nahfeld unten: 1,57 mSv/h
2. Auf mittlerer Höhe: 0,04 mSv/h
3. Im oberen, abgeschirmten Bereich 9,86E-05 mSv/h

Die höchsten Dosen werden auch bei der dritten Siemens/KWU-Generation vor allem im Aufenthaltsbereich unten am Druckhalter generiert. Die größten Beiträge zur Ortsdosisleistung liefern die nächstgelegenen Rohrsegmente der Volumenausgleichsleitung. Für den abgeschirmten Punkt liefert auch der untere Teil des Druckhalters einen nennenswerten Beitrag (ca. 8 %). Die mittlere Ortsdosisleistung für Tätigkeiten am Druckhalter beträgt 52,8 $\mu\text{Sv/h}$.

Legt man eine mittlere Arbeitszeit von 10,5 h je Arbeiter und die Verteilung der Arbeitszeit auf die Aufenthaltsorte gemäß den Angaben in Abschnitt 4.2.2 zugrunde, ergibt

sich eine Gesamtdosis pro Arbeiter von 555 μSv für Tätigkeiten am Druckhalter. Davon entfallen 330 μSv auf den Aufenthalt im unteren Nahbereich, 224 μSv auf den Bereich in mittlerer Entfernung und 0,5 μSv auf den abgeschirmten Bereich.

Die Kollektivdosis beträgt bei 82 beschäftigten Personen 45,5 Pers.mSv. Dieser Wert liegt sehr nahe am langjährigen Mittelwert für KKW der dritten KWU/Siemens-Generation (siehe Kap. 4.3).

4.2.3 Referenzfall: Wirbelstromprüfungen am Dampferzeuger

Die hier berücksichtigte Tätigkeit „Wirbelstromprüfung am Dampferzeuger“ umfasst aufgrund der aktuellen Praxis des Einsatzes von Manipulatoren lediglich vorbereitende und nachbereitende Arbeiten, die in gewissem Abstand zu den relevanten Strahlenquellen stattfinden und verhältnismäßig kurzfristig andauern. Die eigentliche Durchführung bzw. die Überwachung der automatisierten Durchführung erfolgt in abgeschirmten Bereichen. Diesen Umständen wird Rechnung getragen indem lediglich ein repräsentativer Punkt in mittlerer bis naher Entfernung zum Dampferzeugerunterteil gewählt wird sowie ein abgeschirmter Punkt.

Die Aufteilung der Aufenthalte wird wie folgt gewählt:

1. In mittlerer Entfernung: 5 %
2. Im abgeschirmten Bereich: 95 %.

An Punkt 1 (mittlere Entfernung) werden als Quellen eingesetzt: Dampferzeuger-Wasserkammern (Ein-/Auslass), Dampferzeuger-U-Rohre, Volumenausgleichsleistungssegmente 3 und 4 sowie die nächstgelegenen Segmente der Hauptkühlmittelleitung A, C, D und F2. Die ODL-Beiträge vom Hauptkühlmittelpumpenunterteil (Kreislauf 1), Rohrabschnitt B und E1 sind für den hier betrachteten Referenzfall vernachlässigbar. Dies wurde durch Simulation überprüft.

An Punkt 2 (abgeschirmter Punkt) werden die folgenden Quellen berücksichtigt: Dampferzeuger-Wasserkammer (Auslass), Dampferzeuger-U-Rohre der Kreisläufe 1 und 2. Die ODL-Beiträge der Rohrabschnitte A und F2 (Kreislauf 1) wurden simuliert und können für diesen Referenzfall vernachlässigt werden.

Es werden – je nach Siemens/KWU-Anlagengeneration – die in Kapitel 3.1.5 hergeleiteten komponentenspezifischen Nuklidvektoren für anhaftende Kontamination eingesetzt.

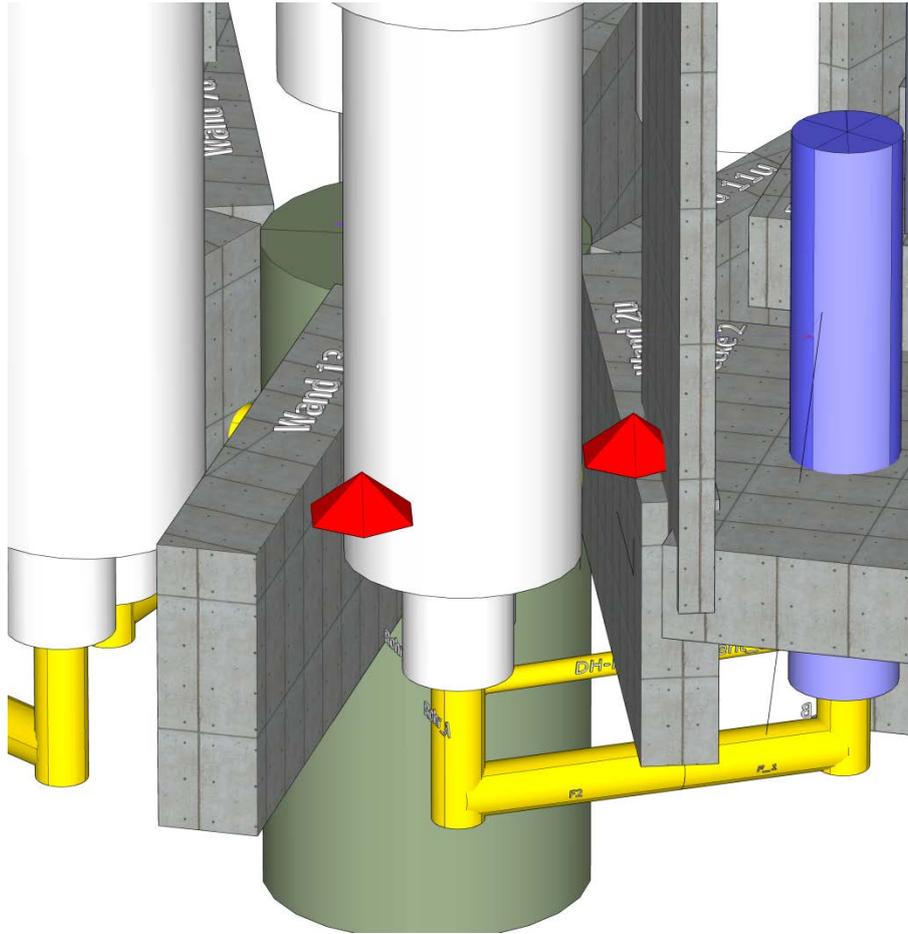


Abb. 4.3 Kennzeichnung der ODL-Messpunkte für die Tätigkeit „Dampferzeuger-Wirbelstromprüfung“

4.2.3.1 Wirbelstromprüfung am Dampferzeuger in Anlagen der zweiten Siemens/KWU-Anlagengeneration

An den beiden repräsentativen Punkten wird mit der Software MicroShield die Ortsdosisleistung unter Verwendung der Nuklidvektoren für Generation-2-Anlagen für anhaftende Kontamination für jede Quelle einzeln berechnet und addiert. Dabei ergeben sich die folgenden Ortsdosisleistungen:

1. Mittlere Entfernung: 0,924 mSv/h
2. Im abgeschirmten Bereich: 0,07 μ Sv/h

Nennenswerte Dosen werden folglich ausschließlich im Aufenthaltsbereich im mittleren Abstand zum Dampferzeuger generiert. Die größten Einzelbeiträge zur Ortsdosisleistung

lung liefern die DE-Wasserkammern und die DE-U-Rohre. Es ergibt sich eine durchschnittliche Dosisleistung bei dieser Tätigkeit von 116 $\mu\text{Sv/h}$.

Legt man eine mittlere Arbeitszeit von 12,5 h je Arbeiter und die Verteilung der Arbeitszeit auf die Aufenthaltsorte gemäß den Angaben in Abschnitt 4.2.3 zugrunde, ergibt sich eine Gesamtdosis pro Arbeiter von 1452 μSv für die Tätigkeit „Wirbelstromprüfung am Dampferzeuger“. Davon entfallen 1448 μSv auf den Aufenthalt in mittlerer Entfernung zu den Hauptquellen und 4 μSv auf den abgeschirmten Bereich.

Bei 36 involvierten Personen beträgt die resultierende Kollektivdosis 52,3 Pers.mSv.

4.2.3.2 Wirbelstromprüfung am Dampferzeuger in Anlagen der dritten Siemens/KWU-Anlagengeneration

An den beiden repräsentativen Punkten wird mit der Software MicroShield die Ortsdosisleistung unter Verwendung der Nuklidvektoren für Generation-3-Anlagen für anhaftende Kontamination für jede Quelle einzeln berechnet und addiert. Dabei ergeben sich die folgenden Ortsdosisleistungen:

1. Mittlere Entfernung: 0,536 mSv/h
2. Im abgeschirmten Bereich: 0,035 $\mu\text{Sv/h}$

Nennenswerte Dosen werden wiederum ausschließlich im Aufenthaltsbereich im mittleren Abstand zum Dampferzeuger generiert. Die größten Einzelbeiträge zur Ortsdosisleistung liefern die DE-Wasserkammern und die DE-U-Rohre. Im Mittel beträgt die Dosisleistung 64,2 $\mu\text{Sv/h}$ bei der Aufteilung der Aufenthalte gemäß Abschnitt 4.2.3.

Legt man eine mittlere Arbeitszeit von 12,5 h je Arbeiter und die Verteilung der Arbeitszeit auf die Aufenthaltsorte gemäß den Angaben in Abschnitt 4.2.3 zugrunde, ergibt sich eine Gesamtdosis pro Arbeiter von 802,5 μSv für die Tätigkeit „Wirbelstromprüfung am Dampferzeuger“. Davon entfallen 801 μSv auf den Aufenthalt in mittlerer Entfernung zu den Hauptquellen und ca. 1,5 μSv auf den abgeschirmten Bereich.

Die Kollektivdosis für die Tätigkeit Wirbelstromprüfung am Dampferzeuger beläuft sich bei 36 involvierten Personen auf 28,9 Pers.mSv.

Die Ergebnisse der Simulationen für die verschiedenen Referenzfälle unter Berücksichtigung anhaftender Kontamination im entleerten System in den vorhergehenden Abschnitten 4.2.1 bis 4.2.3 zeigen, dass, trotz erheblicher Vereinfachungen bei der Erstellung des generischen Modells, mit Berücksichtigung der anhaftenden Kontaminationen bei den Rechnungen ein hoher Grad an Übereinstimmung mit realen Werten erzielt werden kann.

4.3 Ergebnis-Auswertung zur Simulation der Referenz-Tätigkeiten

Um die Ergebnisse der Simulationen hinsichtlich ihrer Repräsentativität zu überprüfen, kann auf eine breite Datenbasis zu tatsächlich gemessenen tätigkeitsbezogenen Personendosen zurückgegriffen werden (siehe auch Kap. 2.4.1). Der Datenbestand wurde deshalb für die Jahre 1999 bis 2012 (bzw. bis einschließlich 2010, sofern der Leistungsbetrieb 2011 eingestellt wurde) wie folgt ausgewertet:

Für alle Referenz Tätigkeiten wurden die Mittelwerte von

- tätigkeitsbezogener Ortsdosisleistung,
- tätigkeitsbezogener Kollektivdosis und
- mittlerer Personendosis

gebildet. Die Mittelwertbildung erfolgte

- über alle Anlagen der KWU/Siemens-Generationen 2 – 4,
- innerhalb der jeweiligen Anlagengeneration und
- für Einzelanlagen.

Zusätzlich wurden jeweils die Minima und Maxima innerhalb des Mittelungsbereichs bestimmt. Dies erlaubt es einzuschätzen, ob bzw. an welcher Stelle innerhalb des Wertebereiches der Messdaten die Ergebnisse der Simulationen einzuordnen sind. Folgende Werte wurden ermittelt:

Tab. 4.1 Statistische Auswertung von Messwerten zum Vergleich der Simulationsergebnisse für Tätigkeiten 2. Siemens/KWU-Generation

Größe [Einheit]	Ergebnis der Simula- tion	Mittelwerte			Einzelwerte	
		alle Anlagen	Minimum	Maximum	Minimum	Maximum
Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe (HKMP)						
Dosisleistung [$\mu\text{Sv/h}$]	10,2	20,1	12,4	27,5	1,85	56
individuelle Personendo- sis [mSv/Person]	0,174	0,273	0,194	0,365	0,002	0,924
Kollektivdosis [Pers.mSv]	6,3	12,6	7,0	17,9	0,008	55,7
Tätigkeiten am Druckhalter						
Dosisleistung [$\mu\text{Sv/h}$]	105	33,3	9,9	40,8	1,5	113,6
individuelle Personendo- sis [mSv/Person]	1,128	0,269	0,241	0,395	0,002	0,83
Kollektivdosis [Pers.mSv]	90,8	32,5	7,3	58,6	0,01	270
Wirbelstromprüfung am Dampferzeuger						
Dosisleistung DE [$\mu\text{Sv/h}$]	116	99,9	45,6	136,4	26,5	232
individuelle Personendo- sis [mSv/Person]	1,452	2,597	1,5	3,4	0,698	5,48
Kollektivdosis [Pers.mSv]	52,3	99,3	15,6	162,3	10,2	306

Tab. 4.2 Statistische Auswertung von Messwerten zum Vergleich der Simulationsergebnissen für Tätigkeiten 3. Siemens/KWU-Generation

Größe [Einheit]	Ergebnis der Simula- tion	Mittelwert			Einzelwerte	
		alle Anlagen	Minimum	Maximum	Minimum	Maximum
Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe (HKMP)						
Dosisleistung HKMP [μ Sv/h]	4,3	15,1	4,2	24,4	0,97	151
individuelle Personendo- sis [mSv/Person]	0,073	0,143	0,085	0,301	0,0025	0,637
Kollektivdosis [Pers.mSv]	4,1	8,4	1,8	16,8	0,358	65
Tätigkeiten am Druckhalter						
Dosisleistung [μ Sv/h]	52,8	18,8	5,5	54,1	2,6	125,8
individuelle Personendo- sis [mSv/Person]	0,555	0,118	0,090	0,260	0,023	0,368
Kollektivdosis [Pers.mSv]	45,5	40,2	5,4	127,8	0,8	981,2
Wirbelstromprüfung am Dampferzeuger						
Dosisleistung DE [μ Sv/h]	64,2	44,8	11,1	76,5	7,1	116,4
individuelle [mSv/Person]	0,803	0,549	0,172	1,136	0,071	3,062
Kollektivdosis [Pers.mSv]	28,9	29,14	5,70	57,56	0,016	218,7

Die simulierten Dosisleistungen, mittleren Personendosen und Kollektivdosen lassen sich anhand der Tab. 4.1 Statistische Auswertung von Messwerten zum Vergleich der Simulationsergebnisse für Tätigkeiten 2. Siemens/KWU-Generation und Tab. 4.2 Statistische Auswertung von Messwerten zum Vergleich der Simulationsergebnissen für Tätigkeiten 3. Siemens/KWU-Generation mit den entsprechenden Messwerten und deren Schwankungsbreite vergleichen. Für die Referenzannahmen, d. h. für die weiter oben angegebene Aufteilung von Aufenthaltszeiten auf die repräsentativen Aufenthaltsorte, weicht die Simulation von tätigkeitsbezogener ODL, mittlerer individueller Personendosis und Kollektivdosis sowohl für die zweite wie auch für die dritte Siemens/KWU-Generation für Tätigkeiten an den Hauptkühlmittelpumpen um rund Faktor 0,5 nach unten zu den gemittelten Messwerten ab. Für Tätigkeiten am Druckhalter wird die individuelle Personendosis und Dosisleistung hingegen deutlich überschätzt (ca. Faktor 3).

Bei der Wirbelstromprüfung am Dampferzeuger werden die Dosisleitungen und Personendosen in recht guter Übereinstimmung mit den Messwerten simuliert.

Da die zeitliche Aufteilung auf die Aufenthaltsorte die größte Unsicherheit in der Simulation darstellt, wurde ermittelt, welchen Einfluss eine Variation auf das Ergebnis hat. Die Vertrauensbereich liegt demnach bei rund einem Faktor 0,5 nach unten und 2,5 nach oben.

Auf der anderen Seite schwanken auch die Messwerte bisweilen erheblich. Wie in Tab. 4.1 und Tab. 4.2 ersichtlich, liegen die kleinsten Mittelwerte für eine bestimmte Anlage der zweiten Generation bei ca. 60 % des Gesamtmittelwerts (Generation 2) und bei der dritten Generation im Extremfall bei unter 20 %. Die Maxima betragen bis rund 250 % des Gesamtmittelwertes. Einzelne Messwerte weichen sogar um Größenordnungen nach oben oder unten vom Mittelwert ab.

Die Unsicherheitsbereiche der Simulation und der Schwankungsbereich der Messungen überlappen sich damit weithin. Damit ist gezeigt, dass diese im Rahmen ihrer Vertrauensbereiche übereinstimmen.

Insgesamt kann also davon ausgegangen werden, dass die mit dem erstellten generischen Modell und der beschriebenen Verfahrensweise Tätigkeitsdosen mit hoher Zuverlässigkeit ermitteln lassen. Dies gilt gleichermaßen für die KWU/Siemens-Generationen 2 und 3. Damit kann das Verfahren als validiert angesehen werden um analog tätigkeitsbezogene ODLen und Strahlendosen nach einer Primärkreislaufdekontamination zu berechnen.

4.4 Auswirkung von Systemdekontaminationen

Zur Untersuchung welchen Einfluss eine Systemdekontamination auf die Ortsdosisleistungen an den Aufenthaltsorten und auf die resultierenden Kollektivdosen für Tätigkeiten hat, werden die in Kap. 3.1.6 abgeleiteten und aufgeführten Nuklidvektoren zur Simulation mit MicroShield eingesetzt. Die resultierenden tätigkeitsbezogenen Kollektiv- und mittleren Individualdosen können mit gemessenen Daten aus KKW verglichen werden, die bereits Tätigkeiten nach einer Systemdekontamination durchgeführt haben. Die sich aus der Tätigkeit ergebenden virtuellen „Dekontfaktoren“ (z. B. das Verhältnis Kollektivdosis_ohne_FSD/Kollektivdosis_mit_FSD) können außerdem mit den komponentenspezifischen gemessenen DF verglichen werden.

Da für alle im vorliegenden Modell betrachteten Komponenten entsprechende DF und somit Nuklidvektoren vorliegen, ist es möglich auch alle denkbaren Tätigkeiten rund um den Primärkreislauf nach einer Systemdekontamination (RDB ausgenommen) zu simulieren. Im Folgenden wird beispielhaft die Referenztätigkeit „Hauptkühlmittelpumpe“ unter Annahme einer zuvor durchgeführten Systemdekontamination simuliert.

4.4.1 Anwendung der Systemdekontamination auf den Referenzfall „Hauptkühlmittelpumpe“ Generation 2

Die Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe werden unter identischen Voraussetzungen simuliert wie unter Kap. 4.2.1 bzw. Kap. 4.1 angegeben. Es werden lediglich die Nuklidvektoren durch diejenigen in Kap. 3.1.7 angegebenen ersetzt. Simuliert wird ein Reaktor der zweiten KWU/Siemens-Generation.

Mit Hilfe der Software MicroShield werden die Ortsdosisleistungen an den vier repräsentativen Punkten berechnet. Es ergeben sich folgende Ortsdosisleistungen:

1. Nahfeld oben: 1,28E-06 mSv/h (dominiert von der Quelle DE U-Rohre (43 %) und den Wasserkammern (zusammen ca. 35 %))
2. Nahfeld unten: 8,00E-03 mSv/h (dominant sind das Rohr F1 und das HKMP-Unterteil)
3. Mittlere Entfernung: 4,88E-06 mSv/h (dominiert von den DE-Wasserkammern mit ca. 80 %)
4. Entfernt/abgeschirmt: vernachlässigbar

Nennenswerte Dosen werden folglich auch nach der Systemdekontamination vor allem im Aufenthaltsbereich unten an der Hauptkühlmittelpumpe generiert. Bei der oben angenommenen Aufteilung der Arbeitszeiten auf die Aufenthaltsorte ergibt sich eine durchschnittliche Ortsdosisleistung von 0,3 μ Sv/h.

Für die mittlere Arbeitszeit von 17 h je Arbeiter und die identische Verteilung der Arbeitszeit auf die Aufenthaltsorte, ergibt sich eine Gesamtdosis pro Arbeiter von 5,5 μ Sv für die Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe. Davon entfallen 5,4 μ Sv auf den Aufenthalt im unteren Nahbereich. Die Kollektivdosis für diese Tätigkeit beträgt bei durchschnittlich 36 Personen 0,198 Pers.mSv.

Wählt man die im Rahmen der weiter oben getroffenen Annahmen maximale Aufenthaltszeit von 10 % im Nahfeld unten und 0 % im Nahfeld oben, beträgt die Gesamtdosis je Arbeiter 13,7 μSv (Faktor 2,5 gegenüber dem Referenzwert).

4.4.2 Anwendung der Systemdekontamination auf den Referenzfall „Hauptkühlmittelpumpe“ Generation 3

Die Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe für Anlagen der KWU/Siemens-Generation 3 werden unter identischen Voraussetzungen simuliert wie unter Kap. 4.2.1 bzw. Kap. 4.1 angegeben. Es werden lediglich die Nuklidvektoren durch diejenigen in Kap. 3.1.7 angegebenen ersetzt.

Mit Hilfe der Software MicroShield werden die Ortsdosisleistungen an den vier repräsentativen Punkten berechnet. Es ergeben sich folgende Ortsdosisleistungen:

1. Nahfeld oben: 2,11E-07 mSv/h (dominiert von der Quelle DE-Urohre (54 %) und den Wasserkammern (zusammen ca. 46 %))
2. Nahfeld unten: 3,24E-03 mSv/h (dominant sind das Rohr F1 und das HKMP-Unterteil)
3. Mittlere Entfernung: 1,07E-06 mSv/h (dominiert von den DE-Wasserkammern mit ca. 95 %)
4. Entfernt/abgeschirmt: vernachlässigbar

Die größten Dosen werden folglich auch nach der Systemdekontamination vor allem im Aufenthaltsbereich unten an der Hauptkühlmittelpumpe generiert. Bei der oben angenommenen Aufteilung der Arbeitszeiten auf die Aufenthaltsorte ergibt sich eine durchschnittliche Ortsdosisleistung von 0,13 $\mu\text{Sv/h}$.

Für die mittlere Arbeitszeit von 17 h je Arbeiter und die identische Verteilung der Arbeitszeit auf die Aufenthaltsorte, ergibt sich eine Gesamtdosis pro Arbeiter von 2,21 μSv für die Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe. Davon entfallen 2,20 μSv auf den Aufenthalt im unteren Nahbereich. Die Kollektivdosis für diese Tätigkeit beträgt bei durchschnittlich 36 Personen 0,124 Pers.mSv.

Wählt man die im Rahmen der weiter oben getroffenen Annahmen maximale Aufenthaltszeit von 10 % im Nahfeld unten und 0 % im Nahfeld oben, beträgt die Gesamtdosis je Arbeiter 5,5 μSv (Faktor 2,5 gegenüber dem Referenzwert).

4.4.3 Ergebnis-Diskussion zur Simulation von Systemdekontaminationen

Aus dem Vergleich der resultierenden Tätigkeitsdosen für das involvierte Personal mit und ohne eine zuvor durchgeführte Systemdekontamination wird deutlich, dass sowohl bei Anlagen der zweiten als auch bei Anlagen der dritten Siemens/KWU-Anlagengeneration erhebliche Dosisersparungen zu erwarten sind. Dies würde voraussichtlich besonders auch für Tätigkeiten während des Abbaus gelten, wenn Tätigkeiten in großem Umfang stattfinden.

Die hier getroffene Annahme, dass sich die Verteilung der Aufenthaltszeiten auf die Orte nach einer Dekontamination genauso verhält wie ohne diese ist insofern eine Näherung als die Dekontamination eben den längeren Aufenthalt in der Nähe einer Komponente erlauben würde und somit auch eine geänderte Arbeitsplanung gestatten würde. Die Dosisersparung könnte durch derartige Effekte wieder etwas kompensiert werden. Auf der anderen Seite kann unter Umständen auf die Zeitaufwändige Einrichtung z. B. von Manipulatoren oder zusätzlichen Abschirmungen verzichtet werden.

Der in Folge der Systemdekontamination erreichte Dekontaminationsfaktor, gemessen an Hand des Vergleichs der resultierenden Kollektivdosis für die Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe, beträgt für Anlagen der zweiten KWU/Siemens-Generation 87,6 und für Generation-3-Anlagen 72,0. Gleiches gilt auch bei einem Vergleich der Ortsdosisleistungen und der mittleren individuellen Personendosis, da diese Größen über einen konstanten Faktor miteinander zusammenhängen.

An den jeweiligen Aufenthaltsorten, die als repräsentativ für die Tätigkeit angenommen wurden, betragen die DF für Anlagen der Generation 2 (Generation 3) im Nahfeld oben 342 (252), in mittlerer Entfernung 349 (22) und im unteren Nahbereich 85,2 (72,2). Die aus simulierten Ortsdosisleistungen und Kollektivdosen gewonnenen simulierten Dekontaminationsfaktoren spiegeln den Bereich gemessener DF gut wider (vgl. Tabelle in Kap. 3.1.7).

Die auf Basis der Simulationen ermittelten DF sind für Anlagen der dritten DWR-Generation geringer als für Anlagen der zweiten Generation. Dies ist plausibel, da An-

lagen der Generation 3 stärkere abschirmende Betonwände aufweisen und dadurch die wenigen dem ODL-Messpunkt nahe liegenden und nicht abgeschirmten Quellen mehr Gewicht gegenüber den übrigen abgeschirmten erhalten. Der Effekt der Systemdekontamination wirkt sich folglich auf weniger Quellen aus und der gesamte resultierende DF wird geringer.

Das KKW Grafenrheinfeld führte während seiner Betriebsphase des Leistungsbetriebs Systemdekontaminationen während einer verlängerten Revision durch und ging anschließend wieder in den Leistungsbetrieb. Leider liegen der GRS solche Daten zu Dosisleistungen und Personendosen für Tätigkeiten während Revisionen, die nach einer FSD durchgeführt wurden, nicht vor. Die vorgenannte Anlage wurde inzwischen endgültig abgeschaltet, so dass auch keine neuen Daten generiert werden können, die mit den in Kap. 4.4.1 und 4.4.2 ermittelten Werten vergleichbar wären. Die berechneten Ortsdosisleistungen nach einer Systemdekontamination können dennoch als Anhaltspunkte dienen um die radiologische Situation während des Abbaus besser einzuschätzen zu können.

4.4.4 Testfall: Hot-Spot am Dampferzeuger bei Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe

Bei der folgenden Simulation soll untersucht werden, in welchen Fällen und in welchem Ausmaß ein Hot-Spot, d. h. eine annähernd punktförmige Quelle mit hoher Aktivität, eine radiologische Auswirkung auf die tätigkeitsbezogenen Strahlenexposition hat, wenn diese an einem entfernten Gewerk stattfindet. Hierzu wird die oben beschriebene Referenzaktivität „Hauptkühlmittelpumpe“ herangezogen und ein Hot-Spot an die Stelle des Rohrbodens im Übergangsbereich zwischen der heißen Seite der Dampferzeugerwasserkammer zu den U-Rohren platziert. Die dafür erstellte Hot-Spot-Quelle hat eine zylindrische Form mit dem Durchmesser eines Dampferzeuger-Heizrohres (2,2 cm Durchmesser) und ebendieser Höhe. Die Quelle ist als massiver Körper, bestehend aus Nickel mit darin befindlichem ^{60}Co in verschiedenen Aktivitätskonzentrationen, ausgeführt. Nach Angaben eines Betreibers einer Generation-2-Anlage ist die Hot-Spot-Position im Bereich der Wasserkammern eines Dampferzeugers typisch und repräsentativ. Dominierendes Radionuklid ist in der Regel ^{60}Co . Die Position der Quelle ist aus technischen Gründen genau im Zentrum des oberen Endes der DE-Wasserkammer (heiß) platziert. Der mit einem Hot-Spot versehene Dampferzeuger ist derjenige, welcher zum gleichen Kühlkreislauf gehört wie die Pumpe an der die Tätig-

keit ausgeführt wird. Zwischen Hot-Spot und ODL-Messpunkten befindet sich somit der untere Abschnitt der abschirmenden Trennwand aus Beton. Bei Anlagen der KWU/Siemens-Generation 2 ist diese 0,6 m stark, während diese bei Anlagen der dritten Generation 1,75 m stark ist. Die Position des Hot-Spots im 3D-Modell ist in Abb. 4.4 dargestellt.

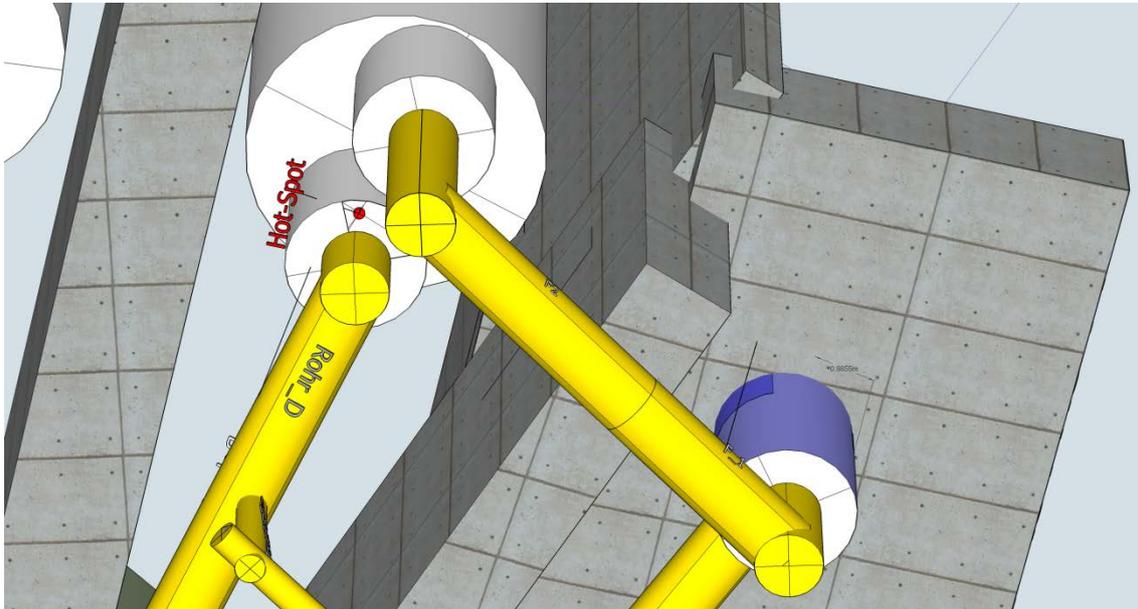


Abb. 4.4 Lage des Hot-Spots in der Wasserkammer (heiße Seite) des Dampferzeugers mittig im Rohrboden. Wandstärken für Generation-3-Anlagen

Für verschiedene Aktivitäten der Hot-Spot-Quelle wird mit MicroShield die resultierende Ortsdosisleistung an den für die Tätigkeit an einer Hauptkühlmittelpumpe repräsentativen Punkten berechnet. Die resultierenden Ortsdosisleistungen sind zur Aktivität erwartungsgemäß proportional (siehe Abb. 4.5). Je nach Lage des ODL-Messpunktes und der betrachteten Anlagengeneration bewirkt der Hot-Spot einen anderen Beitrag zur gesamten Ortsdosisleistung, also zusätzlich zu den im Referenzszenario (siehe Kap. 4.2.1) berechneten Ortsdosisleistungen. Die auf Grund des Hot-Spots generierte ODL wird der Übersicht halber ins Verhältnis zu den ODL aus den Referenzszenarien gesetzt. Die berechneten Ortsdosisleistungen und ihr prozentuales Verhältnis zur ursprünglichen ODL sind in Tabelle Tab. 4.3 (Generation 2) bzw.

Tab. 4.4 (Generation 3) aufgeführt. Eine grafische Darstellung des durch den Hot-Spot bewirkten ODL-Verhältnisses wird in Abbildung Abb. 4.5 gezeigt.

Tab. 4.3 Ortsdosisleistungen und ihre relative Bedeutung verursacht durch einen Hot-Spot am Rohrboden des Dampferzeugers, 2. KWU/Siemens-Anlagengeneration

⁶⁰ Co-Hot-Spot am Dampferzeuger, Generation 2						
	Ortsdosisleistungen in mSv/h					
Aktivität (Bq)	ODL Nahfeld oben	Verhältnis z. Rest-ODL (%)	ODL mittl. Entfernung	Verhältnis z. Rest-ODL (%)	ODL Nahfeld unten	Verhältnis z. Rest-ODL (%)
1,00E+12	1,03E-04	23,5	2,71E-04	15,9	1,51E-03	0,2
3,40E+12	3,51E-04	80,0	9,20E-04	54,1	5,13E-03	0,8
6,80E+12	7,01E-04	159,9	1,84E-03	108,3	1,03E-02	1,5
1,36E+13	1,40E-03	319,9	3,68E-03	216,5	2,05E-02	3,0
3,40E+13	3,51E-03	799,7	9,20E-03	541,4	5,13E-02	7,5
6,80E+13	7,01E-03	1599,2	1,84E-02	1082,7	1,03E-01	15,0
3,40E+14	3,51E-02	7997,2	9,20E-02	5413,5	5,13E-01	75,2

Tab. 4.4 Ortsdosisleistungen und ihre relative Bedeutung verursacht durch einen Hot-Spot am Rohrboden des Dampferzeugers, 3. KWU/Siemens-Anlagengeneration

⁶⁰ Co-Hot-Spot am Dampferzeuger, Generation 3						
	Ortsdosisleistungen in mSv/h					
Aktivität (Bq)	ODL Nahfeld oben	Verhältnis z. Rest-ODL (%)	ODL mittl. Entfernung	Verhältnis z. Rest-ODL (%)	ODL Nahfeld unten	Verhältnis z. Rest-ODL (%)
6,8E12	8,76E-12	0,00002	1,23E-10	0,0005	4,50E-09	0,0000
1,36E13	1,75E-11	0,00003	2,47E-10	0,0011	9,00E-09	0,0000
3,4E13	4,38E-11	0,00008	6,17E-10	0,0027	2,25E-08	0,0000
6,8E13	8,76E-11	0,00016	1,23E-09	0,0054	4,50E-08	0,0000
3,4E14	4,38E-10	0,00082	6,17E-09	0,0268	2,25E-07	0,0001
6,8E14	8,76E-10	0,00165	1,23E-08	0,0537	4,50E-07	0,0002
3,4E15	4,38E-09	0,00824	6,17E-08	0,2684	2,25E-06	0,0010
6,8E15	8,76E-09	0,01647	1,23E-07	0,5366	4,50E-06	0,0019
3,4E16	4,38E-08	0,08236	6,17E-07	2,6838	2,25E-05	0,0096
1,0E17	1,29E-07	0,24229	1,81E-06	7,8944	6,62E-05	0,0283

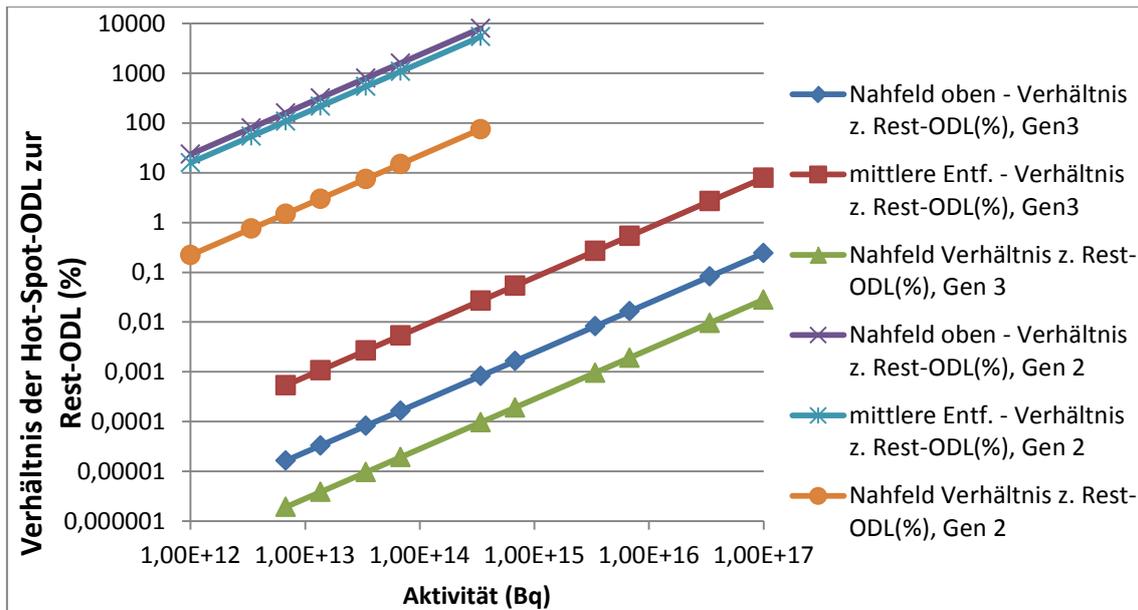


Abb. 4.5 Verhältnis der Hot-Spot-ODL zur übrigen ODL aus dem Referenzfall

Es fällt auf, dass der (für beide betrachteten Anlagengenerationen identische) Hot-Spot am Rohrboden des Dampferzeugers eine deutlich höhere relative Relevanz in Anlagen der zweiten KWU/Siemens-Anlagengeneration hat. Dies kommt dadurch zustande, dass deutlich stärkere abschirmende Wände bei Generation-3-Anlagen den Hot-Spot vom eigentlichen Gewerk abschirmen. Selbst unwahrscheinlich hohe Hot-Spot-Aktivitäten am Dampferzeuger haben für die Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe bei Generation-3-Anlagen praktisch keine radiologische Relevanz. Bei Anlagen der zweiten Siemens/KWU-Anlagengeneration erhält der Hot-Spot hingegen eine große Bedeutung für die Tätigkeit und zwar insbesondere auf Grund des Aufenthaltes in mittlerer Entfernung bzw. im oberen Nahbereich am Pumpenmotor, der keine Quelle darstellt. Bei einer Hot-Spot-Aktivität, die das 10-fache der Aktivität der sonstigen Kontamination in der Wasserkammer entspricht ($6,8E13$ Bq), beträgt der zusätzliche Beitrag zur Dosisleistung dort etwa 1000 % der Dosisleistung ohne Hot-Spot. Bei einer 100-fachen Hot-Spot-Aktivität sind es über 5000 %. Eine Hot-Spot-Aktivität von ca. $4,25E12$ Bq ^{60}Co würde die Ortsdosisleistung im oberen Nahbereich verdoppeln. Für die Arbeiten im Bereich mit ohnehin hoher Aktivität und damit ODL spielt die zusätzliche Quelle erwartungsgemäß eine weitaus geringere Rolle, wie die grünen und orangen Kurvenverläufe in Abb. 4.5 zeigen.

Aus den Ergebnissen kann man schließen, dass eine systemweite oder gezielte Dekontamination bei Vorliegen eines Hot-Spots an einer entfernten Komponente sinnvoll sein kann um die Dosisleistung für Tätigkeiten zu reduzieren, die nicht direkt in der Nä-

he des Hot-Spots stattfinden. Erhebliche Vorteile einer Dekontamination sind bei älteren Anlagen der Generation 2 zu erwarten, wenn diese – wie in diesem Beispiel angenommen – nur über abschirmende Wände mit verhältnismäßig geringen Stärken verfügen.

Eine Systemdekontamination wirkt sich in allen betrachteten Fällen deutlich positiv auf die resultierenden tätigkeitsbezogenen Personendosen aus. Eine Teil-Dekontamination, etwa um einen Hot-Spot zu entfernen ist dabei nicht nur zielführend wenn der Hot-Spot direkt an der zu bearbeitenden Komponente vorliegt, sondern mitunter auch, wenn dieser in einem entfernten Raumbereich liegt. Dies gilt besonders für Anlagen mit dünnwandigen Betonabschirmungen (KWU/Siemens-Generation 2).

5 Diskussion

Das in diesem Vorhaben entwickelte generische Modell eines Druckwasserreaktors mit vier Kreisläufen konnte seine Funktionsfähigkeit anhand dreier Beispiele von Revisionsstätigkeiten am Primärkreislauf demonstrieren. Die Simulationsergebnisse stimmen im Rahmen der Unsicherheiten der Simulation sowie der Schwankungsbreiten der Messergebnisse mit letzteren überein. Das bedeutet, dass das in dieser Arbeit beschriebene Verfahren einen zuverlässigen Weg darstellt, Tätigkeitsdosen direkt aus einer typischen Primärkreiskontamination, der vereinfachten Geometrie einer Anlage und einem einfachen Tätigkeitsmodell abzuleiten.

Die Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe wurden vertieft untersucht und der Einfluss einer Systemdekontamination auf die entsprechenden tätigkeitsbezogenen Dosisleistungen und Kollektivdosen berechnet. Ferner wurde untersucht, inwieweit ein ^{60}Co -Hot-Spot in einem von der Tätigkeit entfernten Raumbereich Einfluss auf die Exposition während der Tätigkeit hat.

Bei der Modellierung mussten aus unterschiedlichen Gründen Vereinfachungen und Näherungen durchgeführt werden, die zu systematischen Unsicherheiten führen und im Folgenden diskutiert werden:

Die Nuklidvektoren für im Kühlmittel gelöste Nuklide wurden aus Messwerten abgeleitet bzw. stellen deren interpretierte Mittelwerte dar. Davon ausgehend wurden durch Kombination verschiedener Herangehensweisen Nuklidvektoren für anhaftende Kontamination abgeleitet (siehe Kapitel 3.1.5). Diese Methoden sind teilweise empirisch und das Ergebnis ist in erster Näherung nur für deutsche KKW mit DWR anwendbar. Ein direkter mathematischer Zusammenhang zwischen den Daten der Analyse der Kühlmittelaktivität und der unterschiedlichen Kontaminationsgrade in den verschiedenen Systemen und Komponenten konnte auf Grund der zur Verfügung stehenden Daten und Informationen nicht hergestellt werden. Während also die Nuklidkonzentrationsverhältnisse auf den Kühlmittel-Messdaten beruhen, trifft dies nicht auf die Quantifizierung der Nuklidkonzentrationen zu. Dieses hätte ein thermodynamisches, physikochemisches Modell mit hoher Komplexität erfordert. Wie die Studie in /IAE 12/ gezeigt hat, führten bestehende Ansätze der letzten drei Dekaden zu sehr spezifischen Ergebnissen ohne den in diesem Vorhaben verfolgten generischen Charakter.

Die Simulationen konnten aus technischen Gründen entweder auf Basis von Volumenquellen mit im Primärkühlmittel gelösten Nukliden oder auf Basis von anhaftenden Nukliden in mit Wasser oder Luft gefüllten Komponenten durchgeführt werden. Da nach Kenntnis der Autoren der häufigste Fall während der Revision der entleerte oder teilentleerte Zustand ist, wurde vereinfachend ausschließlich mit leeren Rohrleitungen und Gefäßen gerechnet. Dies führt zu einer systematischen Unsicherheit aber auch zu einer geringen Überschätzung der berechneten/modellierten ODL. Der Unterschied beträgt für die jeweiligen Quellen rund 30 %, wie entsprechende Vergleichssimulationen gezeigt haben. Halb gefüllte Komponenten können mit der eingesetzten Software allerdings nicht dargestellt werden. Eine Aufteilung in zwei Quellen ist nur möglich, wenn der zylindrische, halbvolle Körper senkrecht steht. Liegt der Zylinder waagrecht, wären Halbzylinder als Quellform notwendig, die aber nicht zur Verfügung stehen.

In einigen Fällen werden Quellen von Systemkomponenten oder von Abschirmwänden nur teilweise abgeschirmt. Da diese Situation softwarebedingt nicht darstellbar ist, wurde entweder die Quelle ganz vernachlässigt oder so simuliert, als würde sie gar nicht abgeschirmt. Bis auf zwei Ausnahmen ging es dabei jedoch um entfernte Quellen, deren radiologische Auswirkung ohnehin von näher gelegenen Quellen klar überlagert wird. Die Ausnahmefälle (Rohrleitung F, führt durch starke Betonwand sowie der Druckhalter) wurde so aufgelöst, dass die Quelle in zwei Teile geteilt wurde und entsprechend zwei Simulationen durchgeführt wurden. Gegenüber anderen Fehlerquellen ist diese Unsicherheit als gering einzuschätzen.

Die als Quellen und Abschirmungen wirkenden Primärkreislaufkomponenten wurden hin zu einer Kombination aus zylindrischen Gefäßen vereinfacht. Die Details der Form und die variierenden Wandstärken bei komplexeren Systemen wie einer Hauptkühlmittelpumpe mussten dabei vernachlässigt werden. Da tendenziell eher die geringste Wandstärke als Referenz gewählt wurde, kommt es in Einzelfällen zu einer leichten Überschätzung der ODL. Andererseits wurden Teilsysteme, wie etwa das Not- und Nachkühlsystem, komplett vernachlässigt, so dass die hierdurch zu erwartenden Expositionen nicht mit einbezogen wurden.

Die Auswahl und Positionierung der repräsentativen Ortsdosisleistungsmesspunkte beruht wesentlich auf persönlichen Mitteilungen von Kraftwerkspersonal während der beiden durchgeführten Anlagenbesichtigungen. Ferner musste bei der Positionierung dem Umstand Rechnung getragen werden, dass einem Punkt viele mögliche Teiltätigkeiten (sogenannte Tasks, Sub-Tasks) von verschiedenen Berufsgruppen zuge-

ordnet werden mussten und damit eine Art Mittelwertbildung beinhalten müssen. Diese Raumpunkte geeignet zu wählen ist damit gewissermaßen willkürlich und stellt die größte Unsicherheit in der gesamten Modellkette dar. Am stärksten wirkt sich diese Unsicherheit im Nahbereich zu einer Quelle aus. Dabei wird zusätzlich die relative Aufenthaltsdauer von Bedeutung, deren Unsicherheit ähnlich zu bewerten ist. Die Unsicherheit wird mit 250 % nach oben bzw. 66 % nach unten abgeschätzt.

Für den Fall dass die Aufenthaltsorte und -zeiten des Personals für eine konkrete Tätigkeit sehr genau bekannt sind, kann die Unsicherheit der Wahl der ODL-Messpunkte durch Nutzung einer größeren Anzahl dieser Messpunkte im bestehenden Modell verringert werden. Im Extremfall wäre eine Erweiterung dahingehend denkbar, die Anzahl an Messpunkte so weit zu erhöhen dass ein kontinuierliches Strahlungsfeld berechnet werden kann, wofür z. B. makrogestützt eine Vielzahl an Rechnungen automatisiert durchgeführt wird. Auf Basis genauer Bewegungsmuster wäre damit die zu erwartende Personendosis relativ exakt vorhersagbar. Ein vergleichbarer Ansatz wird in verschiedenen alternativen Softwarelösungen angewendet /HUA 15/, /VER 15/, /GAU 15/. All diese detailliert parametrisierten Modellansätze setzen die Kenntnis ebendieser Parameter voraus und führen auch nur dann zu genaueren Ergebnissen. Mithin werden diese Modelle immer weniger generisch und spezifischer für konkrete Anlagen, je detaillierter sie modellhaft abgebildet werden. Es bleibt aber festzustellen, dass die in der vorliegenden Arbeit dargestellten Ergebnisse zeigen, dass trotz teilweise stark vereinfachter Annahmen insbesondere über die Aufenthaltsorte ein hohes Maß an Übereinstimmung mit realen Personendosen erreicht werden kann.

Kommerzielle Softwareprodukte zur Berechnung von Tätigkeitsdosen wie z. B. Visiplan /VIS 12/ zeigen sich in ihrer internen Arbeitsweise vielfach intransparent. Die genauen Berechnungsmethoden, insbesondere was das Tätigkeitsmodell betrifft, bleiben im Wesentlichen im Dunkeln. Zusätzlich sind die Quellen der Software nicht frei zugänglich, so dass individuelle Anpassungen schwierig sind. Das hier entwickelte Modell arbeitet dagegen transparent und ist vielfältig anpassbar.

Wenngleich die Simulationsergebnisse für tätigkeitsbezogene Expositionen nach einer Systemdekontamination derzeit nicht belastbar mit Messdaten verglichen werden können, zeigt der Vergleich mit den Ergebnissen der Simulation mit ausschließlich im Primärkühlmittel gelösten Radionukliden (Kapitel 4.1), wie der dekontaminierte Zustand in Relation zu einem idealisierten System ohne anhaftende Kontamination zu bewerten ist (KWU/Siemens-Generation 3). Die Ortsdosisleistungen am entleerten und dekon-

taminierten Primärkreislauf sind an den peripheren Orten mit geringeren Ortsdosisleistungen noch geringer als bei dem idealisierten „sauberen“ System, welches nur Nuklide im Primärkühlmittel enthält. Für den nahen Bereich, in dem die höchsten Ortsdosisleistungen anfallen, ist die ODL beim dekontaminierten System knapp eine Größenordnung höher als im idealisierten wassergefüllte (ablagerungsfreien) System. Für die hier betrachteten Tätigkeiten bedeutet das, dass Personendosen insgesamt in der gleichen Größenordnung anfallen würden.

6 Zusammenfassung und Ausblick

Im Rahmen dieses Vorhabens wurde eine Simulationskette erstellt, die es ermöglicht, ausgehend von Daten zur Aktivität in Komponenten des Primärkreislaufes eines DWR mit vier Kreisläufen, die tätigkeitsbedingten Personendosen zu berechnen. Das hierfür zentrale Computerprogramm MicroShield dient der Berechnung von Ortsdosisleistungen in der Nähe einer Einzelquelle, welche eine Komponente des Primärkreislaufs oder einen Teil davon abbilden kann. Die weiteren Komponenten der Simulationskette bauen darauf auf und

- kombinieren mehrere MicroShield-Quellen und Abschirmungen zu einer vereinfachten/idealisierten Systemkomponente,
- veranschaulichen durch ein 3D-CAD-Modell die Anordnung der so definierten Komponenten zueinander,
- erlauben damit zu entscheiden, welche Quellen und Abschirmungen an einem frei wählbaren Punkt relevant werden oder vernachlässigbar sind,
- legen empirisch/statistisch ermittelte komponentenabhängige und KWU/Siemens-generationsabhängige Nuklidvektoren fest,
- ermöglichen eine Koordinatentransformation von globalen 3D-CAD-Modellkoordinaten hin zu quellengebundenen MicroShield-Koordinaten,
- definieren Tätigkeiten durch Kombination von Raumpunkten und Aufenthaltszeiten,
- berechnen aus Tätigkeitsprofil und Ortsdosisleistungen Tätigkeitsdosen und tätigkeitsbezogene Ortsdosisleistungen.

Bis auf die Kernkomponente MicroShield sind alle Teile der Simulationskette an beliebige Fragestellungen im Bereich der Berechnung von Tätigkeitsdosen am Primärkreislauf von DWR anpassbar, sofern diese durch Kontamination hervorgerufen werden. Für diesen Bericht wurden explizit die folgenden Fragestellungen exemplarisch bzw. zur Demonstration der Möglichkeiten bearbeitet:

- resultierende ODL und Tätigkeitsdosis (individuell und kollektiv) für Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe für Anlagen der KWU/Siemens-Generationen 2 und 3,
- resultierende ODL und Tätigkeitsdosis (individuell und kollektiv) für Tätigkeiten am Druckhalter für Anlagen der KWU/Siemens-Generationen 2 und 3,

- resultierende ODL und Tätigkeitsdosis (individuell und kollektiv) bei der Wirbelstromprüfung am Dampferzeuger für Anlagen der KWU/Siemens-Generationen 2 und 3,
- Auswirkung von Systemdekontaminationen auf ODL und Tätigkeitsdosis für Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe für Anlagen der KWU/Siemens-Generationen 2 und 3,
- Einfluss eines Hot-Spots mit variierender Aktivität am Rohrboden eines Dampferzeugers auf die Ortsdosisleistungen an den relevanten Raumpunkten für Tätigkeiten an der Hauptkühlmittelpumpe für Anlagen der KWU/Siemens-Generationen 2 und 3.

Sofern entsprechende Messdaten zur Verfügung standen, wurden diese mit den Simulationsergebnissen verglichen. Im Rahmen der Unsicherheiten in der Simulationskette und der Standardabweichungen bei den Messwerten stimmen die Daten überein.

Recherchen zur Kontamination bzw. zu Nuklidvektoren und zu Tätigkeitsdosen für Anlagen der Konvoi-Generation (4. KWU/Siemens-Generation DWR) wurden begonnen. Zum Zeitpunkt der Bearbeitung des entsprechenden Arbeitspunktes lagen jedoch nicht hinreichend Daten vor, die eine Simulation dieses Reaktortyps mit akzeptabler Unsicherheit erlaubt hätten. In einem möglichen Folgevorhaben sollen deshalb gezielt Anlagen vom Konvoi-Typ behandelt werden und hierbei insbesondere auf die Frage eingegangen werden, inwieweit auch bei diesen Anlagen eine Systemdekontamination vor Revisionen oder im Vorlauf zur Stilllegung sinnvoll und zur Dosisminimierung zielführend ist. Die Definition geeigneter Nuklidvektoren vor und nach einer Systemdekontamination stellt dabei ein wichtiges Augenmerk dar, weil hierbei – im Gegensatz zu Anlagen der früheren Generationen – ^{60}Co nicht das dosisbestimmende Radionuklid ist. Des Weiteren wären geeignete (Teil-)tätigkeiten des Abbaus zu definieren, die in einer entsprechenden Systemkonfiguration, etwa mit teilweise bereits abgebauten Anlagenteilen, stattfinden.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Physikalisch-chemische Vorgänge, resultierende Konzentrationen von Radionukliden im DWR-Primärkreislauf (nach /NEE 97/)	4
Abb. 2.2	Standardisiertes Abfahrprogramm, wie es in den 1980er Jahren etabliert wurde /SCH 86/.....	10
Abb. 2.3	Hydrolysereaktion, die zur Lösung von Kobalt im Primärkühlmittel führt /HEP 86/.....	12
Abb. 2.4	Mittlere Kontaktdosisleistung an der heißen Seite für das KKW Angra 2 im Vergleich zu deutschen KKW verschiedener Generationen /STE 06/	15
Abb. 2.5	Bandbreite der Aktivitätskonzentrationen in einem deutschen DWR in Bq/m ³ im Zeitraum 1997-2011 für eine Anlage der dritten Generation von Siemens/KWU	26
Abb. 2.6	Thermodynamische Modellierung der relevanten Phasen in einem Leichtwasserreaktor (nach /BEC 98/ in /IAE 12).....	28
Abb. 2.7	Modellierung der Prozesse mit RADTRAN in einem Leichtwasserreaktor (nach /BEC 98/ in /IAE 12)	29
Abb. 2.8	Modellierung der Prozesse mit PACTOLE in einem Leichtwasserreaktor (nach /NGU 93/ in /IAE 12).....	29
Abb. 2.9	Relative Aktivität (blau) und relative mittlere Personendosis des Eigenpersonals (rot) in einem DWR der 4. KWU/Siemens-Generation (Konvoi-Anlage). Die Werte sind jeweils auf den Zeitpunkt 1998 = 1 normiert.....	38
Abb. 3.1	Schematischer Simulationsprozess der in dieser Arbeit durchgeführt werden soll.....	41

Abb. 3.2	Häufigkeitsverteilung der Nuklidkonzentrationen von ^{60}Co und ^{137}Cs von einer Anlage der zweiten Siemens/KWU-Generation über die Monate der Jahre 1997 bis 2011. Zu beachten ist die exponentielle X-Achse und die ebenfalls exponentiell ansteigenden Intervallbreiten (je ca. Faktor 2 im Vergl. zum Vorgänger).	50
Abb. 3.3	3D-Modell der Hauptkomponenten eines Primärkreislaufs (4-Kreisläufe). Die vier Dampferzeuger (weiß) sind über die Hauptkühlmitteleitungen (gelb) mit den vier Hauptkühlmittelpumpen (blau, zwei sind sichtbar) und dem RDB (grün) verbunden. Mittig sieht man Druckhalter (blau/hellblau) mit zugehörigem Abblasebehälter (tyrkis/weiß).....	63
Abb. 3.4	Anordnung von Quelle (grün), Abschirmung (blau) und ODL-Messpunkt (rot) im Programm MicroShield.....	64
Abb. 3.5	Darstellung und Identifizierung geometrischer Größen in MicroShield	78
Abb. 4.1	Auswahl der Raumpunkte am Gewerk „Hauptkühlmittelpumpe“ (rote Prismen), deren Ortsdosisleistung berechnet wird.....	90
Abb. 4.2	Kennzeichnung der ODL-Messpunkte am Gewerk „Druckhalter“	96
Abb. 4.3	Kennzeichnung der ODL-Messpunkte für die Tätigkeit „Dampferzeuger-Wirbelstromprüfung“.....	100
Abb. 4.4	Lage des Hot-Spots in der Wasserkammer (heiße Seite) des Dampferzeugers mittig im Rohrboden. Wandstärken für Generation-3-Anlagen	110
Abb. 4.5	Verhältnis der Hot-Spot-ODL zur übrigen ODL aus dem Referenzfall	112

Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Konzentrationen für den Nuklidvektor direkt nach dem Herunterfahren (DWR 2. Siemens/KWU-Generation)	51
Tab. 3.2	Konzentrationen für den Nuklidvektor nach 14 Tagen (DWR 2. Siemens/KWU-Generation)	51
Tab. 3.3	Konzentrationen für den Nuklidvektor direkt nach dem Herunterfahren (DWR 3. Siemens/KWU-Generation)	52
Tab. 3.4	Konzentrationen für den Nuklidvektor nach 14 Tagen (DWR 3. Siemens/KWU-Generation)	52
Tab. 3.5	Konzentrationen für den Nuklidvektor direkt nach dem Herunterfahren (DWR 4. Siemens/KWU-Generation)	53
Tab. 3.6	Konzentrationen für den Nuklidvektor nach 14 Tagen (DWR 4. Siemens/KWU-Generation)	53
Tab. 3.7	Ergebnisse für anhaftende Aktivität von Komponenten und Systemen in DWR der 2. Siemens/KWU-Generation	56
Tab. 3.8	Ergebnisse für anhaftende Aktivität von Komponenten und Systemen in DWR der 3. Siemens/KWU-Generation	56
Tab. 3.9	Ergebnisse für anhaftende Aktivität von Komponenten und Systemen in DWR der 4. Siemens/KWU-Generation	57
Tab. 3.10	Verwendete Dekontaminationsfaktoren für Systeme und Komponenten	59
Tab. 3.11	Nuklidvektoren für Teilsysteme des Dampferzeugers eines DWR der 2. Siemens/KWU-Generation	60
Tab. 3.12	Nuklidvektor für Hauptkühlmittelpumpe eines DWR der 2. Siemens/KWU-Generation	60

Tab. 3.13	Nuklidvektor für Hauptkühlmittelleitung eines DWR der 2. Siemens/KWU-Generation.....	60
Tab. 3.14	Nuklidvektoren für Teilsysteme des Dampferzeugers eines DWR der 3. Siemens/KWU-Generation	61
Tab 3.15	Nuklidvektor für Hauptkühlmittelpumpe eines DWR der 3. Siemens/KWU-Generation.....	61
Tab. 3.16	Nuklidvektor für Hauptkühlmittelleitung eines DWR der 3. Siemens/KWU-Generation.....	61
Tab. 3.17	Chemische Materialzusammensetzung der eingesetzten Werkstoffe (Elemente in Massen-%) /FHS 75/,/ESS 99/,/SCH 01/.....	69
Tab. 3.18	Typische Maße ausgewählter Bauteile und Bauteilkomponenten DWR (geringere und höhere Leistung) in Deutschland. Die Angaben zu Wanddicken sind jeweils für die dünnsten radiologisch relevanten Stellen gemacht /BUC 14/	70
Tab. 3.19	Wandstärken nach Anlagengeneration /BUC 14/.....	71
Tab. 3.20	Parameter in MicroShield für die generische Hauptkühlmittelpumpe /BUC 14/.....	73
Tab. 3.21	Parameter in MicroShield für den generischen Dampferzeuger /BUC 14/ 75	
Tab. 3.22	In MicroShield verwendete Parameter für den generischen Druckhalter /BUC 14/.....	76
Tab. 3.23	Übersicht über die mittleren effektiven Dosisleistungen und mittlere Dosen bei Arbeiten an verschiedenen Gewerken für einen DWR der 2. Generation Siemens/KWU. (in Klammern und blau: Jahrgänge mit Arbeiten > 100 h) /BEU 15/	83
Tab. 4.1	Statistische Auswertung von Messwerten zum Vergleich der Simulationsergebnisse für Tätigkeiten 2. Siemens/KWU-Generation.....	103

Tab. 4.2	Statistische Auswertung von Messwerten zum Vergleich der Simulationsergebnissen für Tätigkeiten 3. Siemens/KWU-Generation ...	104
Tab. 4.3	Ortsdosisleistungen und ihre relative Bedeutung verursacht durch einen Hot-Spot am Rohrboden des Dampferzeugers, 2. KWU/Siemens-Anlagengeneration.....	111
Tab. 4.4	Ortsdosisleistungen und ihre relative Bedeutung verursacht durch einen Hot-Spot am Rohrboden des Dampferzeugers, 3. KWU/Siemens-Anlagengeneration.....	111

Literaturverzeichnis

- /AHL 88/ Ahlfänger, W.; Schuster, E.; Überlegungen zur Verringerung der Primärkreiskontamination in Druckwasserreaktoren; VGB Kraftwerkstechnik 68, Heft 10, Oktober 1988
- /BAS 12/ Basu, A.; Topf, C.; Stiepani, C.; Radiologische Charakterisierung – Systemdekontamination kerntechnischer Anlagen Einführung in die Stilllegung kerntechnischer Anlagen; Karlsruhe, 26.-30. März 2012
- /BEC 98/ Becker, F.; Ruf, R.; Thermodynamic approach of corrosion product transport in water cooled reactors, Report at 2nd RCM of IAEA CRP on Modelling of Transport of Radioactive Substances in Primary Circuit of Water Cooled Reactors, International Atomic Energy Agency, Vienna (1998)
- /BER 13/ Bertholdt, H.-O.; Loeb, A.; ASDOC_D – Ein neues Dekontaminations-Konzept zur chemischen Dekontamination von Primärkreisläufen unter Verwendung KKW eigenen Einrichtungen/Systeme, ohne Einsatz externer Dekontaminations-Hilfssysteme, Strahlenschutzseminar TÜV SÜD, 2013
- /BEU 15/ Beu, K.; Universität zu Köln, Abteilung Nuklearchemie; Bericht über die Aushilfstätigkeit an der generischen Studie zum Zusammenhang zwischen Kontamination von Primärkreislaufmedien und beruflicher Strahlenexposition bei Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor, April 2015
- /BOL 13/ Bolz, M.; Speck, A.; Böttcher, F.; Riehm, S; Einfluss des Lastfolgebetriebs auf die Chemie des Primär- und Sekundärkreislaufs eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor; Atomwirtschaft Vol. 58, Issue 7, S. 440-445, Juli 2013
- /BRA 00/ Bradbury, D.; Review of decontamination technology development 1977-2000; Water Chemistry of Nuclear reactor Systems 8, 2000
- /BUC 14/ Buchta, J.; Ruhr-Universität Bochum; Praktikumsbericht zur Beteiligung an der Studie: Generische Studie zum Zusammenhang zwischen Kontamination von Primärkreislaufmedien und beruflicher Strahlenexposition bei Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor, Juni 2014

- /CHI 96/ Childs, R. L.; The FALSTF last-flight computer program; ORNL/TM-12675 (1996)
- /ERO 12/ Erosa, M. S. D.; Entfernung von Selen- und Antimon-Spezies aus wässrigen Lösungen mit Hilfe schwach basischer Anionenaustauscher; Dissertation Universität Fridericiana Karlsruhe (TH), 2008
- /ESS 99/ Werkstoffliste, www.edelstahlservice-sulz.de (letzter Aufruf: 12.06.2014)
- /FHS 75/ Forschungshefte „Stahl“ , GEBRAUCHSEIGENSCHAFTEN DER STÄHLE; VERGLEICH DER AUSSAGEN DER VERSCHIEDENEN SPRÖDBRUCHPRÜFVERFAHREN; Europäische Gemeinschaft für Kohle und Stahl, 1975
- /GAU 15/ Gaubert, C. et al.; EDF SA, Integration of the human factors in the ALARA program for steam generator cleaning operations on EDF fleet units, ISOE international symposium 2015, Rio de Janeiro, Brasilien
- /GRO 09a/ Grove Software Inc., Microshield Validation Report, Handbuch, 2009
- /GRO 09b/ RadDecay, Radioactive Nuclide Library and Decay Software, Grove Software Inc., Version 4.0, Software Description and User's Manual, July 2009
- /GRO 11/ Grove Software Inc., MicroShield User's Manual
- /GRO 15/ Microshield, Grove Software Inc., <http://radiationsoftware.com/microshield/> (letzter Aufruf: 25.08.2015)
- /GRS 09/ C. Schmidt, T. Steinhardt, E. Strub, O. Tiessen
Tätigkeitsbezogene Expositionen in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke unter Betonung der Jahre 2000 bis 2007
GRS-A-3516, Entwurf September 2009 (VS-NfD)
- /GRS 10/ Kaulard, J.; Schmidt, C.; Strub, E.; Tiessen, O.; Die Strahlenexposition der Arbeitskräfte in deutschen Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren seit 1990 unter Betonung des Jahres 2008 und ihre internationale Einordnung – Allgemeiner Teil, GRS-A-3567, Entwurf: August 2010 (VS-NfD) – Anlagenspezifischer Teil, GRS-3568, Entwurf, Dezember 2010 (VS-NfD)

- /GRS 11/ Wagner, M.; Hummelsheim, K; Hesse, U.; Wehrfritz ,M.; Kirsch, M.; Thierfeld, S.; Cramer, T.; Bewertung der Abklinglagerung von Großkomponenten aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen in Deutschland, GRS-A-3626, September 2011
- /HEN 12/ Henshaw, J.; McGurk, J.; Hussey, D.; Figueras, J. P. et al.; Modelling Zinc Behavior in PWR Plant; Nuclear Plant Chemistry Conference, Paris, 23.-27. September 2012
- /HEP 86/ Hepp, H.; Rühle, W.; Bohnsack, G.; Überlegungen zum Aktivitätsaufbau durch Kobalt 60 in Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktor; VGB Kraftwerkstechnik 66, Heft 3, März 1986
- /HES 05/ Hesse, U.; Hummelsheim, K.; Moser, E.; Validierungsprogramm für GRS-ORIGEN-X; Technical Report RS 1150, 2005
- /HES 09/ Hesse, U.; Hummelsheim, K.; Wagner, M.; Kirsch, M., Wehrfritz, M.; Bewertung der Abklinglagerung von Großkomponenten aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen in Deutschland, Sachstandsbericht AG 2911, 2009
- /HUA 15/ Hua L. et al.; China Institute for Radiation Protection, CIRP, A Preliminary Study on 3D Simulation for Operation Dose - Calculation and application of new buildup factor database, ISOE international symposium 2015, Rio de Janeiro, Brasilien
- /IAE 06/ Data processing technologies and diagnostics for water chemistry and corrosion control in nuclear power plants (DAWAC); IAEA TECDOC 1505, Juni 2006
- /IAE 12/ Modelling of Transport of Radioactive Substances in the Primary Circuit of Water-Cooled Reactors, IAEA TECDOC 1672, 2012
- /IRP 12/ 13th International Congress of the International Radiation Protection Association, Glasgow, (United Kingdom), 14-18 May 2012, <http://www.irpa13glasgow.com/information/downloads/> (letzter Aufruf: 2012)

- /ISO 10/ 2010 ISOE International Symposium, Cambridge (United Kingdom), 17-19 November 2010, http://www.isoe-network.net/index.php/component/docman/cat_view/450-cambridge-uk-november-2010.html (letzter Aufruf: 25.08.2015)
- /ISO 11/ Occupational Exposures at Nuclear Power Plants, Nineteenth Annual Report of the ISOE Programme, 2009, OECD 2011
- /ISO 12a/ ISOE Expert Group on Water Chemistry and Source-term Management (EGWC), <http://www.oecd-nea.org/jointproj/isoe-egwc.html> (letzte Aufruf: 25.08.2015)
- /ISO 12b/ ISOE Symposium, Stellwag, B.; Schütz, S. et al.; AREVA NP GmbH / E.ON Kernkraft GmbH, Primary System Decontamination of the German PWR Grafenrheinfeld – Process Application and Recontamination Experience, Prag, 20.-22. Juni 2012
- /ISO 96/ ISOE steering group, Rühle, W.; Stellwag, B. et al.; Overview of the VGB Project „Activity Buildup in Light Water Reactors“; Third ISOE topical session, Primary water chemistry and its effect on dosimetry and ALARA training an tools, November 1996
- /JUE 00/ Juergensen, M. et al.; Zinc Injection for Further Reduction of Radiation Fields in German PWR Plants: A Status Report; Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 8, 2000
- /KON 13/ Loeb, A. et al.; NIS Ingenieurgesellschaft mbH, Adams, A. et al. RWE Power Biblis; Primärkreisdekontamination im KWB Biblis Block A und B mit dem ASDOC_D Prozess; Kontec 2013 Tagungsband, Dresden, 13. – 15. März 2013
- /KIN 08/ Kinnunen, P.; ANTIOXI – Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments; research report, März 2008
- /KOR 96/ Korb, J.; Stellwag, B.; Thermodynamics of zinc chemistry in PWRs – effect and alternatives to zinc; Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 7, 1996

- /KTA 13/ Kerntechnischer Ausschuss, KTA 1503.1; Überwachung der Ableitung gasförmiger und an Schwebstoffen gebundener radioaktiver Stoffe; Fassung 11/13
- /KTA 14/ Kerntechnischer Ausschuss, KTA 1504; Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser; Fassung 11/14
- /KWB 14/ Kraftwerk Biblis, RWE Power AG; Sicherheitsbericht Stilllegung und Abbau des KWB-A; April 2014
- /MIN 12/ Minne, J.B. et al.; EDF R&D, France, Specific Aspects of internal Corrosion of Nuclear Clad made of Zircalloy, Defect and Diffusion Forum Vols. 323-325, pp 227-232, Trans Tech Publications, Switzerland, 2012
- /MOR 86/ Morell, W. et al.; Dekontamination – Stand der Technik und aktuelle Entwicklungsziele; VGB Kraftwerkstechnik 66, Heft 6, Juni 1986
- /NEE 97/ Neeb, K. H.; The Radiochemistry of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors; Walter de Gruyter, Berlin / New York, 1997
- /NEI 11/ Haas, C.; Perkins, D.; Zinc injection update; Nuclear Engineering International, 24. Januar 2011
- /NUC 12/ www.nucleonica.net (letzter Aufruf: 25.08.2015)
- /OEC 12/ OECD/NEA; Radiation protection aspects of primary water chemistry and source-term management; Entwurf, Version 6.4, November 2012
- /RIE 00/ R. Riess, T. Marchl; Radiation Fields in Siemens-Designed PWRs; Water Chemistry of Nuclear reactor Systems 8, 2000
- /SCH 01/ M. Schüle; Experimentelle und Numerische Untersuchungen zum Verhalten von Stählen unter schlagartiger Beanspruchung; Staatliche Materialprüfungsanstalt (MPA) Universität Stuttgart, 2001
- /SCH 84/ H. Schroeder; Chemie in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren; Chemikerzeitung 108, 55-64, 1984

- /SCH 85/ Schub, P.; Überlegungen zur Aktivitätskonzentration im Primärkreislauf des Kernkraftwerkes Grafenrheinfeld; VGB Kraftwerkstechnik 65, Heft 3, März 1985
- /SCH 86/ Schroeder, H.; Paffrath, G.; Haag, J.; Primärkreischemie im Kernkraftwerk Biblis; VGB Kraftwerkstechnik 66, Heft 3, März 1986
- /SCH 88/ Schub, P.; Primärkreischemie im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld; VGB Kraftwerkstechnik 68, Heft 5, Mai 1988
- /STE 06/ Stellwag, B. et al.; Operational Experience with Zinc Injection at Angra 2; 2006
- /STE 10/ Stiepani, C.; Dekontamination als wirksames Mittel zur Dosisleistungsreduktion – langfristige und nachhaltige Dosisleistungssenkung mit einer Primärkreisdekontamination; 7. Expertentreffen Strahlenschutz, 03.-05. März 2010, Lindau
- /STE 12/ Stellwag, B. et al.; FSD for Operating NPPs as Part of Sustainable Dose Reduction – Recontamination Evaluation for the German PWR Grafenrheinfeld; Nuclear Plant Chemistry Conference, Paris, 23.-27. September 2012
- /STÖ 87/ Stöckert, H. et al; Entfernung von Antimon aus dem Primärkreis von DWR-Anlagen und Ergebnisse aus der Durchführung beim Kernkraftwerk Philippsburg-2; VGB KRAFTWERKSTECHNIK 6, März 1987
- /STR 10/ Strub, E.; Schmidt, C.; Kaulard, J.; Occupational radiation exposure of workers in German NPPs; EUROSAFE Conference 2010, Cologne, 08. – 09. November 2010
- /STR 13/ Strub, E.; Schneider, S.; Protokoll Biblis-Besuch “lessons learned” Kraftwerk Biblis, 7. Mai 2013
- /TAB 04/ Taboas, A. L.; Moghissi, A. A.; Laguardia, T. S.; Decommissioning Handbook; ASME, New York, 2004.

- /TOP 13/ Topf, C.; Sempere Belda, L.; Fischer, M.; Tscheschlok, K.; Volkmann, C.; Primärkreisdekontamination im Kernkraftwerk Unterweser; VGB Power-Tech, 2013.
- /TOP 14/ Topf, C.; Sempere Belda, L.; Tscheschlok, K.; Reuschle, K.; Aqueous, in situ primary circuit decontamination; Nuclear Engineering International, 2014.
- /TOP 15/ Topf, C.; Sempere Belda, L.; Fischer, M.; Moreira do Amaral, J. P.; Immediate or Deferred Decontamination for Decommissioning- Chooz A, KKK, GKN1 and KKI1 - Comparative Experiences; Publication KONTEC 2015.
- /TÜV 12/ 8. Expertentreffen Strahlenschutz des TÜV Süd, Bamberg, 07. – 09. März 2012
- /UMH 13/ Pressemitteilung des Hessisches Ministerium für Umwelt, Klimaschutz, Landwirtschaft und Verbraucherschutz vom 17.07.2013
<https://umweltministerium.hessen.de/presse/pressemitteilung/befunde-einer-hauptkuehlmittelpumpe-waehrend-der-primaerkreisdekontamination>
(letzter Aufruf: 03.08.2015)
- /VER 15/ Verzilov, Y., Kinetics; Virtual Reality Technology for Radioactive Job Planning and Worker Training at Nuclear Power Plant; ISOE international symposium 2015, Rio de Janeiro, Brasilien
- /VIS 12/ Visiplan, Studiecentrum voor Kernenergie, <http://www.visiplan.be/> (letzter Aufruf: 25.08.2015)

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de

ISBN 978-3-944161-88-4