

**Untersuchungen zur
Rückführung radioaktiver
Abfälle aus der
Wiederaufarbeitung**

Abschlussbericht zu AP 6

Untersuchungen zur Rückführung radioaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung

Abschlussbericht zu AP 6

Holger Eberhardt
Janis Endres
Sebastian Schneider

September 2020

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) unter dem Kennzeichen 4717E03370 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

Kernbrennstoffe, Microshield, Modell, Rückführung, Simulationen, Strahlenexpositionen

Kurzfassung

Im Rahmen dieser Studie wurden Analysen zur Transportsicherheit bei der Rückführung der zu erwartenden Abfallströme aus der Wiederaufarbeitung durchgeführt. Hierzu wurden Art und Ausmaß der mit der Rückführung der HAW-Glaskokillen aus Sellafield einhergehenden Risiken bei der Beförderung quantifiziert.

Die Transport- und Umschlagmodalitäten wurden betrachtet, um die zu erwartende Strahlenexposition für die Bevölkerung und das Personal bewerten zu können. Informationen zum verwendeten Transportbehälter und dessen möglichem Inventar auf die potenziellen radiologischen Auswirkungen hin wurden ausgewertet und auf dieser Basis Simulationen der Ortsdosisleistung für den Normaltransport durchgeführt. Die Simulationsergebnisse sind durch konservative Annahmen höher, liegen jedoch in der gleichen Größenordnung wie Messergebnisse.

Zur Betrachtung von Unfällen wurden Belastungsklassen und Freisetzunganteile für die betrachtete Umschlagsituation unter Verwendung eines Krans abgeleitet. Mit Hilfe der Garantiewerte für den verwendeten Behälter wurden die maximal zu erwartenden Freisetzungen ermittelt.

Es wurde gezeigt, dass die Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung für die Bevölkerung in allen relevanten Situationen voraussichtlich eingehalten werden.

Abstract

Within the scope of this study, analyses were carried out on the transport safety in the return of the expected waste streams from reprocessing. For this purpose, the type and extent of the transport risks associated with the return of HAW glass coquilles from Selafeld were quantified.

The transport and handling modalities were considered in order to evaluate the expected radiation exposure for the population and personnel. Information on the transport container used and its possible inventory was evaluated with regard to the potential radiological effects and, on this basis, simulations of the local dose rate for normal transport were performed. The simulation results are higher due to conservative assumptions but are in the same order of magnitude as measurement results.

For the consideration of accidents, exposure classes and release fractions were derived for the considered handling situation using a crane. With the help of the guaranteed values for the container used, the maximum expected releases were determined.

It was shown that the dose limits of the Radiation Protection Ordinance for the population are likely to be met in all relevant situations.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	III
1	Einleitung	1
2	Charakterisierung der Abfall- und Transportbehältereigenschaften	3
2.1	Allgemeine Anforderungen an die Transportbehälter	3
2.2	Eigenschaften des Transportbehälters CASTOR®HAW28M	6
2.3	Eigenschaften der HAW-UK-Glaskokille	8
2.4	Radiologische Eigenschaften des Abfalls (Gamma).....	10
2.5	Voraussetzungen zur Ermittlung der Dosisleistung in Castor-Nähe	12
3	Transportvorgänge und -risiken.....	13
3.1	Transportmodalitäten.....	13
3.2	Risiken beim Seetransport und beim Umschlag.....	13
3.3	Abschätzung der radiologischen Konsequenzen nach einem Unfall	15
4	Angenommene Distanzen zwischen Castoren und repräsentativen Messpunkten der Ortsdosisleistung	21
5	Ermittlung der Strahlenexposition beim Normaltransport.....	23
5.1	Strahlenexposition bei maximaler Grenzwertausschöpfung	23
5.2	Nuklidspezifische Strahlenexposition	26
5.2.1	Modellannahmen	26
5.2.2	Modellergebnisse und Diskussion.....	29
6	Zusammenfassung	35
	Abbildungsverzeichnis.....	37
	Tabellenverzeichnis.....	39

Literatur..... 41

1 Einleitung

Bevor der Transport deutscher Brennelemente zur Wiederaufarbeitung am 1. Juli 2005 gesetzlich verboten wurde, sind aus Deutschland 6670 t Uran und Spaltprodukte abgebrannter Brennelemente in Wiederaufarbeitungsanlagen verbracht worden. Davon wurden 851 Mg in die Wiederaufarbeitungsanlage Sellafield Ltd. (vormals BNFL) nach Großbritannien und 5379 Mg in die Wiederaufarbeitung von AREVA NC (vormals COGEMA) in Frankreich transportiert /BAS 20/. Gemäß § 9a Absatz 2a AtG sind die Betreiber von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität dazu verpflichtet, die aus der Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe im Ausland stammenden verfestigten Spaltproduktlösungen zurückzunehmen und in standortnahen Zwischenlagern aufzubewahren. Aus Sellafield im Vereinigten Königreich sind von den deutschen Energieversorgungsunternehmen noch 20 Castor-Behälter mit verglasten hochradioaktiven Abfällen (High Active Waste, HAW-Glaskokillen) zurückzunehmen. Zusätzlich sind fünf Behälter mit mittelradioaktiven Abfällen (Middle Active Waste, MAW-Glasprodukte) aus Frankreich nach Deutschland zurückzuführen. Des Weiteren sind von AREVA NC verarbeitete Hülsen und Endstücke der Brennelemente sowie radioaktive Abfälle aus der Betriebsabwasseraufbereitung zurückzuführen. Dabei handelt es sich um hochdruckkompaktierte radioaktive Abfälle in TGC27-Behältern, deren Aufbewahrung für das Transportbehälterlager Ahaus beantragt wurde /BAS 20/.

Gemäß dem Gesamtkonzept zur Rückführung von verglasten radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung vom 19. Juni 2015 /BMUB 15/ und der gemeinsamen Erklärung der Bayerischen Staatsregierung und des BMU vom 04. Dezember 2015 ist eine Verbringung der Abfälle aus Sellafield in die Standortzwischenlager Biblis, Brokdorf und Isar innerhalb von drei sukzessiven Transportkampagnen geplant. Nach aktuellem Stand sollen bis 2024 in die Standortzwischenlager Isar und Brokdorf jeweils sieben und in das Zwischenlager Biblis sechs Castor-Behälter verbracht werden. Die fünf Behälter mit mittelradioaktiven Abfällen aus Frankreich sollen in das Standortzwischenlager Philippsburg in Baden-Württemberg verbracht werden /BAS 20/.

In Anlehnung an frühere Untersuchungen des Forschungsnehmers werden im Rahmen dieser Studie Analysen zur Transportsicherheit bei der Rückführung der zu erwartenden Abfallströme aus der Wiederaufarbeitung durchgeführt. Zielsetzung ist die Quantifizierung von Art und Ausmaß der mit der Rückführung des MAW-Glasprodukts (CSD-B) aus La Hague und der HAW-Glaskokillen aus Sellafield einhergehenden Risiken bei der Beförderung.

Dazu werden vergleichende Betrachtungen für die radioaktiven Wiederaufarbeitungsabfälle mit den Ergebnissen aus früheren Studien des Forschungsnehmers /FET 97/, /SCH 00/ durchgeführt. Insbesondere wird dabei der Transport über den Seeweg, dabei insbesondere beim Umschlag, und die damit verbundenen Risiken bei der geplanten Rückführung der HAW-Kokillen im Vergleich zu bereits durchgeführten Kampagnen über den Straßen- und Schienenweg analysiert.

Die Vorgehensweise orientierte sich dabei für beide Rückführungskampagnen auch in Abhängigkeit von den verfügbaren Informationen, insbesondere an der Studie zur Sicherheit bei der Rückführung von hochdruckkompaktierten Abfällen in Form von Edelstahlgebinden vom Typ CSD-C im Rahmen des Vorhabens SR 2497 (AP 1) /SEN 08/. Dazu wurden die relevanten Daten zu den Abfall- und Behältereigenschaften (insbesondere radiologische Charakteristika, Freisetzungsverhalten) sowie zu den Transportmodalitäten erfasst.

Auf der Grundlage dieser Daten wurde die Strahlenexposition für die Bevölkerung und das Transportpersonal beim Normaltransport ermittelt sowie das Unfallrisiko bei Seetransporten und insbesondere zum Umschlag am Hafen betrachtet. Für die Bewertung des Unfallrisikos wurde ein Vergleich der potenziellen radioaktiven Freisetzungen mit den Ergebnissen aus früheren Studien zum Unfallrisiko durchgeführt. Der Fokus lag dabei auf der Abschätzung und dem Vergleich der unfallbedingten Quellterme in Abhängigkeit der Unfalleinwirkungen/Belastungsklassen sowie der Bewertung der potenziellen radiologischen Folgen für beide Rückführungskampagnen.

2 Charakterisierung der Abfall- und Transportbehältereigenschaften

2.1 Allgemeine Anforderungen an die Transportbehälter

Die Beförderung von radioaktiven Stoffen wird durch strenge nationale und internationale Vorschriften geregelt, damit ein sicherer Transport von gefährlichen Gütern gewährleistet ist. Auf internationaler Ebene unterliegt die Beförderung den Transport-Empfehlungen der Internationalen Atomenergie-Behörde (IAEA), in welchen die sicherheitstechnischen Anforderungen an Versandstücke (darunter auch Typ-B(U)-Versandstücke) festgelegt sind. Die nationale, rechtsverbindliche Umsetzung des internationalen Regelwerkes wird durch Gefahrgutbeförderungsvorschriften vollzogen, wobei für jede Bauart von Versandstücken die Übereinstimmung mit den internationalen Vorschriften nachgewiesen werden muss. Transportbehälter zur Beförderung von radioaktiven Stoffen mit erhöhtem Gefährdungspotential sind zudem zulassungspflichtig.

Der Transport und die Zwischenlagerung der zurückzuführenden WA-Abfälle soll in Behältern der Bauart CASTOR®HAW28M („Cask for Storage and Transport of Radioactive Material“) durchgeführt werden. Diese Behälterbauart wurde bereits zwischen 1996 und 2011 bei den letzten Rückführungen von HAW-Glaskokillen aus der Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe bei AREVA NC La Hague (Frankreich) verwendet. Mit dem am 13. Juli 2018 ausgestellten Zulassungsschein Nr. D/4325/B(U)F-96 Rev. 3 erfüllt der CASTOR®HAW28M die internationalen Vorschriften für Versandstücke des Typs B(U)F für spaltbare radioaktive Stoffe und ist somit verkehrsrechtlich zugelassen /GNS 13/, /IAEA 18/. Die Zulassung sieht dabei für den Transport aktuell nur den inneren Deckel (Primärdeckel) des Zwei-Barrieren-Dichtsystems mit Schutzplatte sowie Stoßdämpfern am Boden und Deckelbereich vor. Der Sekundärdeckel ist für den Transport nicht qualifiziert.

Der CASTOR®HAW28M erfüllt somit die Anforderungen für den Straßen-, See und Schienentransport und ist insbesondere für den Seetransport von England nach Deutschland zugelassen. Er entspricht den Annahmebedingungen der kerntechnischen Anlagen in La Hague (F) und Sellafield (UK) und ist in Deutschland sowie der Schweiz für die Langzeitzwischenlagerung zugelassen /GNS 19/. Hersteller der CASTOR®HAW28M ist die GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH in Essen.

Die technische Sicherheit beim Transport radioaktiver Stoffe wird durch die Eigenschaften des Versandstücks gewährleistet. Diese werden vor der Zulassung gegen verschiedene Belastungen getestet, um die Integrität der Behälter bei Unfällen zu bewerten. Für die Zulassung der Transport- und Lagerbehälter für abgebrannte Brennelemente und hochradioaktive Abfälle ist neben dem Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) die Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) die zuständige Bundesbehörde für die Bauartprüfung der Versandstücke. Basierend auf den Empfehlungen der IAEA sowie den nationalen und internationalen gesetzlichen Vorschriften für den Transport radioaktiver Stoffe führt die BAM Bauartprüfungen der Behälter durch. Die sicherheitstechnischen Prüfungen werden an Prototypen oder Modellbehältern sowie durch Berechnungen oder Übertragbarkeitsbetrachtungen durchgeführt. Dabei werden die mechanische und thermische Designauslegung sowie der dichte Einschluss untersucht. Basierend auf den Ergebnissen dieser Untersuchungen wird die Zulassung durch das Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung erteilt.

Die mechanischen Prüfungen bestehen aus einem Freifall aus 9 m Höhe auf ein unnachgiebiges Fundament, wobei der Behälter aus verschiedenen, für die Behälterschädigung kritischen Positionen, fallengelassen wird. Zusätzlich werden die Behälter aus 1 m Höhe auf ihre empfindlichste Stelle auf einen Stahldorn von 15 cm Durchmesser und 20 cm Höhe fallengelassen. Anschließend wird der Behälter für die thermische Prüfung einem halbstündlichen, vollumhüllenden Feuer mit einer Flammentemperatur von 800 °C ausgesetzt. Nach den Versuchen darf die Freisetzung radioaktiver Stoffe den in den gefahrtrechtlichen Vorschriften vorgegebenen Wert nicht übersteigen.

Im Zusammenhang mit der Bauartprüfung des CASTOR®HAW28M wurden 2005 und 2006 entsprechende Fallprüfungen auf dem BAM Testgelände Technische Sicherheit (TTS) in Horstwalde mit einem Modellbehälter im Maßstab 1:2 durchgeführt. Zusätzliche Einzelfallprüfungen dienten der Bauteilerprobung der ringförmig um den Behältermantel angeordneten Aluminium-Stoßdämpfer. Um zu prüfen, ob der Behältertyp im Falle eines Transportunfalls die im Regelwerk vorgeschriebenen Grenzwerte zur Freisetzung des radioaktiven Inventars einhält, wurde nach Versuchen zur thermischen und mechanischen Belastung die Dichtheit des Behälters geprüft. Innerhalb einer Wassertauchprüfung werden die CASTOR-Behälter eine Stunde lang einem Überdruck von 2 MPa (entsprechend einem Druck in 200 m Tiefe) ausgesetzt.

Darüber hinaus erforschte die BAM die Materialeigenschaften von Fichtenholz, um die Funktionalität von Holz-Stoßdämpfern für die CASTOR®HAW28M Behälter, die beim

Transport angebracht werden, zu untersuchen. Dazu wurden auf dem TTS der BAM 740 Holzwürfel mit dem Stempel einer hydraulischen Presse und einer Kraft entsprechend einer Gewichtskraft durch etwa 100 t gestaucht. Die experimentellen Ergebnisse wurden anschließend für numerische Beanspruchungsanalysen genutzt, welche zeigen, dass die Holzstoßdämpfer korrekt und sicher funktionieren.

Neben den Experimenten führt die BAM unter Verwendung der Finite-Element-Methode (FEM) und den experimentellen Ergebnissen Simulationen von potentiellen Unfällen durch, um aus den Berechnungen Belastungsgrenzen des Behältermaterials abzuleiten und weitere Beanspruchungen zu untersuchen, die über die experimentellen Untersuchungen hinausgehen. Die Modelle und Simulationen entsprechen dabei den Anforderungen der IAEA.

2.2 Eigenschaften des Transportbehälters CASTOR®HAW28M

Für den Transport aus Sellafield werden die Glaskokillen in 20 Behältern der Bauart CASTOR®HAW28M verpackt. Diese Behälter sind speziell für den Transport und die Zwischenlagerung von Kokillen mit wärmeentwickelnden, verglasten HAW-Abfällen aus der Wiederaufarbeitung von Brennelementen ausgelegt /GNS 96/. Der CASTOR®HAW28M kann mit bis zu 28 HAW-UK-Glaskokillen mit einer maximalen Masse von 14,2 Mg beladen werden, die im Innenraum des Behälters an einem Tragkorb aus Kupferblech mit vier Ebenen befestigt sind (Abb. 2.1). Auf einer Ebene befinden sich dabei jeweils sieben Glaskokillen /GNS 13/. Mit einem Leergewicht von etwa 100 Mg hat ein beladener CASTOR®HAW28M somit eine Masse von 114,2 Mg.

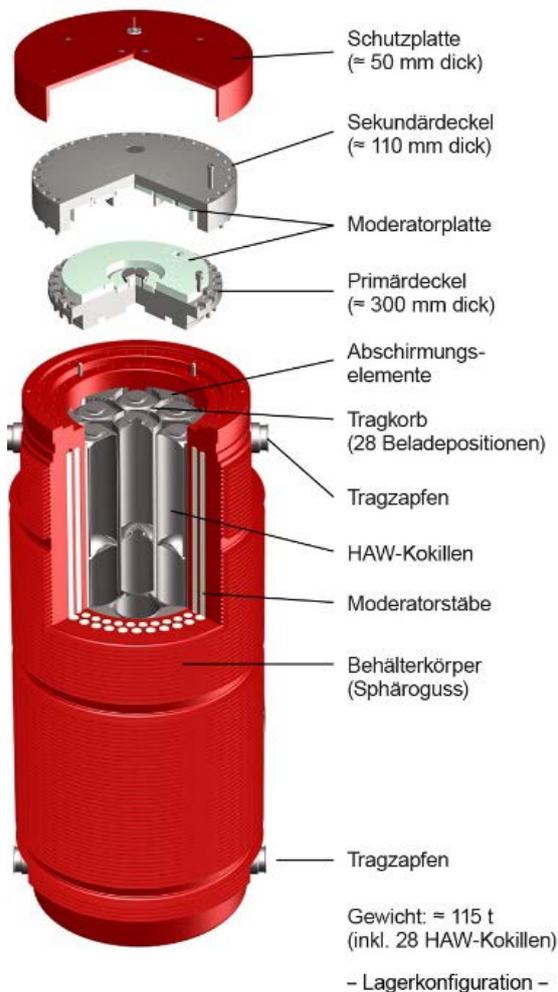


Abb. 2.1 Bestandteile des CASTOR®HAW28M; /BGZ 19/

Der CASTOR®HAW28M ist etwa 6 m lang und hat einen Außendurchmesser von 2,48 m. Sein zylindrischer Sphärogusskörper (Gusseisen mit Kugelgraphit, EN-GJS-400-15U /GRS 12/) ist nach Herstellerangaben 0,44 m dick. Abzüglich der PE-gefüllten Bohrungen wird die Materialstärke auf 0,4 m (Näherungswert) für spätere Simulationen festgelegt. Der Behälter wird mit einem aus Edelstahl gefertigten Deckeldichtungssystem dicht verschlossen. Dieses besteht aus einem Zwei-Barrieren-Dichtsystem, das sich aus einem Primärdeckel und einem darin enthaltenen Verschlussdeckel sowie der jeweils zugehörigen Verschraubung und Metall-O-Ring-Dichtung zusammensetzt. In der Lagerkonfiguration wird der Sekundärdeckel mit dem Behälterkörper dicht verschraubt und eine dritte Schutzplatte aufgesetzt /BGZ 19/. Auf dem Beförderungsmittel wird der CASTOR®HAW28M durch eine Schutzhaube abgedeckt, wobei die Oberfläche gemäß den verkehrsrechtlichen Vorschriften leicht zugänglich bleibt /GNS 13/. Mit dem genannten Primärdeckel kann der CASTOR®HAW28M Behälter gemäß seiner gegenwärtigen verkehrsrechtlichen Zulassung als „Dichte Umschließung“ befördert werden /BMUB 15/. Eine spontane große Öffnung der Primärdeckeldichtung ist aufgrund der bisherigen umfangreichen Erfahrungen mit den Dichtungssystemen nach /BMUB 15/ auszuschließen.

Tab. 2.1 Tabellarische Ansicht der technischen Daten des CASTOR®HAW28M

Beladepazität	28 Kokillen mit verglastem HAW-Abfall
Gesamtwärmeleistung	56 kW
Gesamtaktivität	1270 PBq
Gesamthöhe	612 cm
Außendurchmesser	248 cm
Schachthöhe	518 cm
Schachtdurchmesser	135 cm
Behältermasse, leer	≈ 100 Mg
Behältermasse, voll	≈ 114,2 Mg
Sphärogusskörper, Wandstärke	≈ 40 cm

Zur Ableitung der Wärme besitzt der Behälter an der Oberfläche eingearbeitete Radialkühlrippen, die die Wärmeabfuhr an die Umgebung verbessern. Am oberen und unteren Ende des Behälterkörpers befinden sich jeweils zwei Tragzapfen, die der Handhabung und Befestigung auf den Transportmitteln dienen /GNS 19/.

In der Wandung befinden sich zwei Reihen von Polyethylenstäben, am Deckel und Boden Polyethylenplatten und im Behälterinnenraum sechs gekapselte Graphitsäulen, die als Bestandteile der Neutronenabschirmung dienen. Der CASTOR-Behälter besteht somit größtenteils aus Gusseisen und Polyethylen /BAM 13/.

Zudem wird der Behälter für den Transport auf öffentlichen Wegen mit Deckel-, Boden- und Mantelstoßdämpfern aus Stahlblech und Holz ausgerüstet /BAM 19/, /BAM 16/. Das Holz des Stoßdämpfers liegt dabei in rechtwinklig angeordneten Paketen und ist von Stahlblech ummantelt (Abb. 2.2). Im Falle eines Unfalls wird das Holz gestaucht und nimmt die Aufprallenergie auf, sodass der Behälter vor Verformungen geschützt wird.



Abb. 2.2 Querschnitt eines Holzstoßdämpfers für CASTOR-Behälter /BAM 16/

2.3 Eigenschaften der HAW-UK-Glaskokille

In Sellafield, UK werden die hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung verglast. Dazu werden die Brennelemente mechanisch zerkleinert und mithilfe eines chemischen Verfahrens in Abfall und wiederverwertbare Kernbrennstoffe getrennt. Von diesen Abfällen sind etwa 95 % schwach- oder mittelradioaktiv und circa 5 % hochradioaktiv /DAfF 18/. Die hochradioaktiven Abfallmassen werden in einem Brennofen bei etwa 1.100 °C mit einem Spezialglasgranulat verschmolzen, wodurch die hochradioaktiven Abfälle eine Einheit mit der Glasmasse bilden und fest gebunden werden (Abb. 2.3). Die flüssige Glasmasse wird in eine zylindrische Edstahlhülle, die sogenannte Kokille, gefüllt, wo die Glasmatrix beim Abkühlen erstarrt. Anschließend wird die Kokille mit einem

Edelstahldeckel automatisch verschweißt und in CASTOR®HAW28M Behälter verpackt /BGZ 19/.

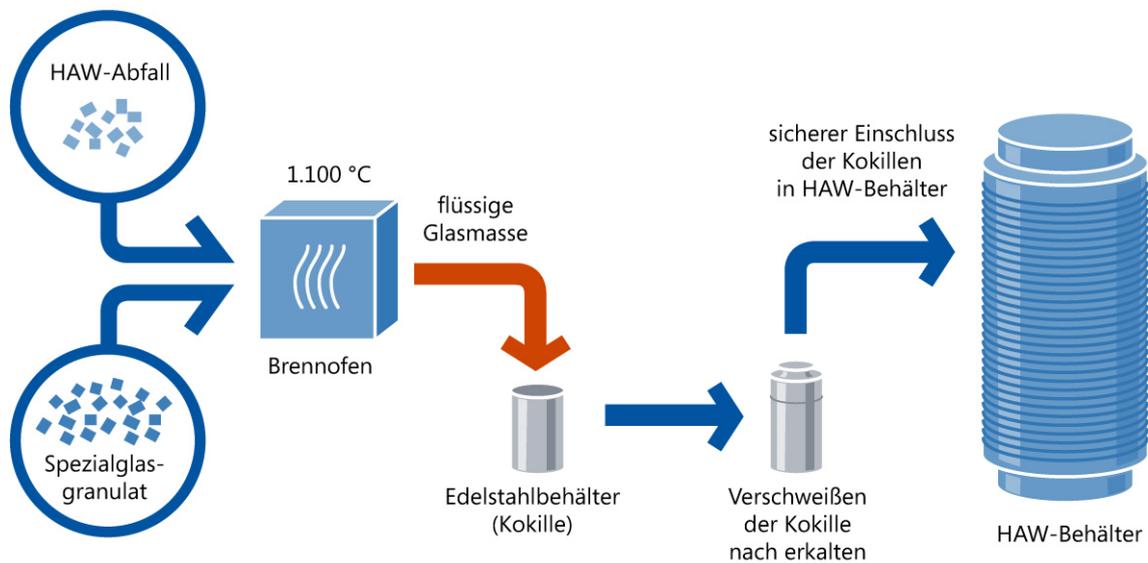


Abb. 2.3 Verglasung der hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung; /BGZ 19/

Die Glaskokillen aus Sellafield, im Weiteren als HAW-UK-Glaskokillen bezeichnet, sind baugleich mit den HAW- bzw. CSD-B-Glaskokillen, die aus der WA aus Frankreich nach Deutschland zurückgeführt werden (Abb. 2.4 und Abb. 2.5). Sie haben einen Durchmesser von 43 cm, eine Höhe von etwa 1,34 m und eine Leermasse von 94 kg. Die maximale Masse einer mit Glas befüllten Kokille beträgt 530 kg /GNS 13/.

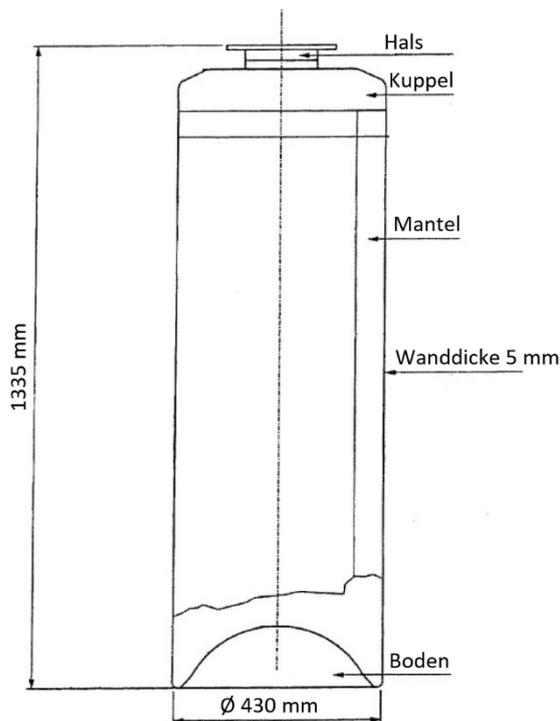


Abb. 2.4 Schematische Darstellung einer Edelstahlkokille, nach /GNS 13/



Abb. 2.5 Automatische Verschweißung einer HAW-Graskokille /DAf 18/

Insgesamt sollen 20 Behälter CASTOR®HAW28M (Beladepazität 560 Kokillen) aus England zurückgeführt werden. Ein Rücktransport von Graskokillen aus La Hague in Frankreich ist derzeit noch nicht konkret geplant. Da somit Umfang und Ausgestaltung der Kampagne(n) unbekannt sind, wird auf eine weitere Betrachtung dieser Transporte an dieser Stelle nicht eingegangen.

2.4 Radiologische Eigenschaften des Abfalls (Gamma)

Die maximale thermische Leistung der HAW-UK-Graskokillen ist auf 2 kW beschränkt. Für einen Behälter der Bauart CASTOR®HAW28M, der mit 28 Kokillen befüllt ist, liegt die maximale Wärmeleistung gemäß /GNS 13/ bei bis zu 45 kW. Die tatsächliche Wärmeleistung schöpft diesen Rahmen erfahrungsgemäß zu etwa 75 % aus.

Die Garantiewerte für das Inventar der HAW-UK-Graskokillen sind in Tab. 2.2 aufgeführt. Die Werte unterscheiden sich zu den berechneten Werten für Graskokillen aus der Wiederaufarbeitung im französischen La Hague /HUM 93/, liegen jedoch im Wesentlichen in

der gleichen Größenordnung wie diese. Für die spätere Berechnung der zu erwartenden Ortsdosisleistungen in CASTOR-Nähe mit der Software Microshield werden konservativ die Garantiewerte verwendet (inklusive Tochternuklide). Da Microshield ausschließlich Gamma-Strahlung berücksichtigen kann, werden die Neutronenstrahler vernachlässigt. Erfahrungsgemäß beträgt die Gesamtaktivität der Glaskokillen unter 75 % der sich aus den Garantiewerten ergebenden Aktivität. Beiträge der Actinide zur Neutronenstrahlung wurden der GRS nicht zur Verfügung gestellt.

Tab. 2.2 Garantiewerte einer HAW-UK-Glaskokille /GNS 13/

⁹⁰ Sr	4.220	TBq / Kokille
¹⁰⁶ Ru	33	TBq / Kokille
¹³⁴ Cs	76	TBq / Kokille
¹³⁷ Cs	6.500	TBq / Kokille
¹⁴⁴ Ce	22	TBq / Kokille
¹⁵⁴ Eu	101	TBq / Kokille
²⁴¹ Am	1.500	g / Kokille
²⁴⁴ Cm	40	g / Kokille

2.5 Voraussetzungen zur Ermittlung der Dosisleistung in Castor-Nähe

Folgende Voraussetzungen bzw. Annahmen werden zur Ermittlung voraussichtlicher Dosisleistungen im Aufenthaltsbereich nahe dem Castor getroffen:

- Radiologisch zu betrachten sind Gamma- und Neutronenstrahlung, da diese die Abschirmung des Castors durchdringen können. Alpha- und Beta-Strahlung werden von den Behälterwänden abgeschirmt und sind nicht zu betrachten.
- Aus rechtlicher Sicht darf beim Transport die Dosisleistung in zwei Metern Abstand vom Fahrzeug maximal 0,1 Millisievert pro Stunde (mSv/h) betragen.
- Gemäß Aussagen in /SSK 98/ darf angenommen werden, dass sich um CASTOR-Behälter mit radioaktiven Glaskokillen aus La Hague oder Sellafield eine homogene und isotrope Verteilung der Strahlung um den Behälter einstellt.
- Aus /SSK 98/ kann ferner entnommen werden, dass im Nahbereich eines CASTOR-Behälters (Abstand < 20 m) die Ortsdosisleistung wegen der großen Dimensionen des Behälters mit wachsendem Abstand annähernd invers linear abnimmt. Bei größeren Abständen kann der Behälter als Punktquelle betrachtet werden, sodass die Dosisleistung mit dem Quadrat des Abstandes abfällt.
- Aus der gesetzlichen Vorgabe zur Dosisleistung in 2 m Abstand von 0,1 mSv/h können damit die maximalen Dosisleistungen (DL) für folgende Abstände hergeleitet werden, wobei sich die Gebäude auf einen möglichen Hafen zum Umschlag der Castoren beziehen:

Ort	Abstand zum Ufer in m	DL mSv/h
Bahnhof	130	6,30E-06
Wohnhaus	190	2,83E-06

- Es findet eine Absorption der Strahlung mit Luftmolekülen statt.

3 Transportvorgänge und -risiken

3.1 Transportmodalitäten

Neben der Behälterherstellung sowie der Überwachung der Beladung der Abfälle in Frankreich und Großbritannien, liegt die Planung und Durchführung des Transports im Zuständigkeitsbereich der GNS. Der Transport der verglasten hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung aus Sellafield (UK) nach Deutschland ist aufgrund der verkehrstechnischen Gegebenheiten und der Insellage der Wiederaufarbeitungsanlage nur auf dem Seeweg mit einem Umschlag in einem kontinentaleuropäischen Seehafen und einer anschließenden Beförderung auf der Schiene und Straße zum Transportbehälterlager möglich /GNS 13/. Dabei stellt GNS das erforderliche Transportequipment, wie Frachtcontainer, Ladungssicherungssysteme und Transportbehälter bereit. Nach Angaben der GNS erfolgt die Durchführung der Transporte unter Einbeziehung qualifizierter Spezialunternehmen, die über entsprechende Beförderungsgenehmigungen nach Atomgesetz verfügen. Der Umschlag findet an einem öffentlichen Seehafen an der Nordsee statt. Als neuer Aspekt werden dabei die mit dem Transport über den Seeweg verbundenen Risiken bei der geplanten Rückführung der HAW-Kokillen (im Vergleich mit bereits durchgeführten Kampagnen über den Straßen- und Schienenweg) untersucht.

3.2 Risiken beim Seetransport und beim Umschlag

Die Transportvorschriften der IAEO /IAEA 14/ setzen bei der Beförderung radioaktiver Stoffe mit hohen Aktivitäten voraus, dass die Sicherheit hauptsächlich durch die Beschaffenheit des Versandstücks gewährleistet wird. Daher resultieren bereits hohe Sicherheitsanforderungen an den hier betrachteten Castor®HAW28M. Zusätzlich veröffentlichte die International Maritime Organization (IMO) im Jahr 1993 den „Code for the Safe Carriage of Irradiated Nuclear Fuel, Plutonium and High-Level Radioactive Wastes in Flasks on Board Ships (INF Code)“. In diesem Code werden höhere Sicherheitsstandards in Design und Konstruktion für Schiffe gefordert, die Kernbrennstoffe transportieren. Bei der hier betrachteten Rückführungskampagne werden INF 3 Schiffe verwendet, die der höchsten Sicherheitsklasse des INF Codes entsprechen. Dadurch werden neben dem Konzept des sicheren Versandstücks zusätzliche Sicherheitsmaßnahmen etabliert, die das Sicherheitsniveau bei den hier betrachteten Seetransporten weiter erhöhen.

In den letzten Jahren wurden bereits verschiedene Sicherheitsanalysen über Schiffs-transporte zur Rückführung radioaktiver Stoffe durchgeführt, siehe beispielsweise /LAN 98/, /IAEA 01/ und /EBE 17/. Ein Ergebnis der Studie /LAN 98/ ist, dass die Auslegung der Versandstücke meistens höher ist als die Belastung bei den untersuchten Unfallszenarien. Als Fazit wird das Unfallrisiko bei den betrachteten Schiffstransporten als sehr gering dargestellt. Dies ist insbesondere bedingt durch die hohen Sicherheitsstandards des Versandstücks und der INF 3 Schiffe.

Untersuchungen zur Statistik von Verkehrsaufkommen und Unfallgeschehen (auch) in der Seeschifffahrt, wurden zuletzt beispielsweise in /EBE 17/ durchgeführt. Dabei wurden sowohl Kollisionen, Brände und das Sinken von Schiffen berücksichtigt. In allen Fällen zeigen die aktuelleren Wahrscheinlichkeiten einen geringeren Wert als in früheren Studien /LAN 98/, /IAEA 01/. Im Mittel sind die Unfallwahrscheinlichkeiten um den Faktor 1,8 gesunken wobei die Faktoren zwischen 1,2 und 2,4 schwanken. Im Gegensatz zu diesem allgemein sinkenden Trend der Unfallwahrscheinlichkeiten steigt jedoch das Verkehrsaufkommen auf den Seewegen, was sich auf den steigenden internationalen Handel und die Weltwirtschaft zurückführen lässt. Deshalb ist nicht auszuschließen, dass sich dieser sinkende Trend der Unfallwahrscheinlichkeiten in naher Zukunft ändern könnte.

Mögliche Ereignisse bei Transporten auf dem Seeweg sind Feuer oder Explosion mit oder ohne Totalschaden, eine Kollision/ Kontakt mit oder ohne Totalschaden, ein Sinken des Schiffes, sowie Sinken und Fluten. Die Unfallwahrscheinlichkeiten pro Jahr und Schiff betragen gemäß /EBE 17/ zwischen $2,0E-4$ für die Kollision mit Totalschaden und $3,6E-2$ allgemein für Kollisionen und Kontakte. Im Vergleich zu Unfällen bei Straßen- und Bahntransporten sind die Häufigkeit und die Wahrscheinlichkeit eines Unfalls beim Seetransport geringer. Da das Augenmerk hier auf dem neuen Aspekt des Seetransports liegen soll, wird auf den Transport per Schiene und Straße nicht weiter eingegangen und auf frühere Studien verwiesen /GRS 10/.

Als radiologisch abdeckend für den Seetransport wird das Ereignis Feuer/ Explosion mit Totalschaden angesehen, bei dem es zur Freisetzung von Teilen des Behälterinhaltes kommt. Neben dem eigentlichen Transport auf den verschiedenen Wegen, birgt insbesondere der Umschlag der Behälter im Hafen ein radiologisches Risiko für die Bevölkerung und das beteiligte Personal mit sich. Zur besonderen Relevanz des Umschlags tragen unter anderem folgende Umstände bei:

- Die Behälter haben eine längere Aufenthaltszeit an einem Ort.
- Das Personal hält sich für die Dauer des Umschlags in Quellnähe auf.
- Der Ort des Umschlags liegt unweit der nächsten Wohnbebauung (< 200 m).
- Die Behälter werden per Kran angehoben (zusätzliches Unfallpotenzial).

Über Statistiken zur Häufigkeit bzw. Wahrscheinlichkeit von Unfällen, speziell für Umschlagsituationen auf verschiedene Transportmittel (Schiff-Schiene), liegen der GRS derzeit keine belastbaren Informationen vor.

Als Unfallszenario mit der größten radiologischen Auswirkung wird der Absturz eines Behälters aus der maximalen Hubhöhe des Krans, überlagert mit einem Brand, angesehen. Da die maximale Hubhöhe des Krans 45 m beträgt, ergibt sich daraus eine maximale Fallgeschwindigkeit vor dem Aufprall von ca. 30 m/s (107 km/h). Dabei ist zu beachten, dass in Behältertests stets der Aufprall auf ein unnachgiebiges Fundament getestet wird. In realen Situationen während des Umschlags ist jedoch davon auszugehen, dass ein Teil der kinetischen Energie beim Aufprall durch Deformation der getroffenen Oberfläche umgewandelt wird und der Behälter einer geringeren Belastung ausgesetzt ist.

3.3 Abschätzung der radiologischen Konsequenzen nach einem Unfall

Um die Sicherheit des Versandstücks zu gewährleisten sind die Kokillen im Behälter vom Typ CASTOR®HAW28M von GNS verpackt, es handelt sich damit um Typ-B-Versandstücke. Typ-B-Versandstücke müssen schweren Unfällen standhalten und dabei den radioaktiven Inhalt einschließen, die radioaktive Strahlung abschirmen, Nachzerfallswärme ableiten und Unterkritikalität sicherstellen. Die Behälter haben ihre Sicherheit nachgewiesen und haben ein Zulassungsverfahren durchlaufen. Der Behälterhersteller hat zusätzlich auch über die Anforderungen der Zulassungs- und Genehmigungsbehörde hinausgehende Behältertests verschiedener Typ-B-Behälter durchgeführt. Hierzu gehörten u. a. auch Falltests bis 40 m, um einen Aufprall mit bestimmten Geschwindigkeiten nachzustellen. Bezüglich ihrer thermischen Robustheit sind die Behälter auf Dichtigkeit bei einem Brand mit 800 °C getestet worden /BGZ 19/.

Zur Klassifizierung der Schwere von Unfällen werden verschiedene Unfallereignisse sogenannten Belastungsklassen zugeordnet. Diese Zuordnung erfordert eine Unterscheidung der Unfalldaten nach Aufprallgeschwindigkeiten und möglichen Branddauern.

In Analogie zur Definition von Belastungsklassen für Aufprallgeschwindigkeiten beim Straßen-/ bzw. Bahntransport, werden für den Fall des CASTORs vom Kranhaken auf ein hartes, unnachgiebiges Hindernis nach Fallhöhe und nach Branddauer verschiedene Belastungsklassen zugeordnet. Aus den in /SEN 08/ und /EBE 17/ angegebenen Bereichen der Aufprallgeschwindigkeiten (bis 35 km/h, 36 bis 80 km/h und größer 80 km/h), sowie den Branddauern (30 und 60 Minuten bei 800 °C, allumschließend) ergibt sich ein Definitionsschema zur Kategorisierung von Lastabstürzen vom Kranhaken mit oder ohne Brand wie in Tab. 3.1 angegeben.

Tab. 3.1 Definition von Belastungsklassen für den Lastabsturz

Fallhöhe	Branddauer und Temperatur		
	Kein Brand	30 min/ 800 °C Brand	60 min/ 800 °C Brand
< 5 m	BK 1	BK 2	BK 3
5 – 25 m	BK 4	BK 5	BK 6
> 25 m	BK 7	BK 8	BK 9

Über die relative Häufigkeit der angegebenen Belastungsklassen kann mangels valider Daten keine Angabe gemacht werden. Grundsätzlich ist das Auftreten der Überlagerung zweier Belastungen wie Brand und Absturz erheblich unwahrscheinlicher als jedes Ereignis für sich genommen. Auf Grund der maximalen Hubhöhe des verwendeten Krans, sind alle in Tab. 3.1 gelisteten Belastungsklassen prinzipiell erreichbar.

Unfallbedingte Aktivitätsfreisetzungen hängen von den Eigenschaften sowohl des Transportbehälters als auch der darin befindlichen Abfallprodukte ab. Für die Rückführung verglaster Wiederaufarbeitungsabfälle deutschen Ursprungs aus Sellafield kommt der CASTOR®HAW28M zum Einsatz. Vor dem Hintergrund der geplanten Rückführung dieser hochradioaktiven Abfälle ist die Fragestellung zu überprüfen, unter welchen Randbedingungen und in welchem Umfang die Funktionsfähigkeit dieses Aktivitätseinschlussystems bei schweren Transport- und Handhabungsunfällen soweit beeinträchtigt oder zerstört werden könnte, dass mit einer unfallbedingten Aktivitätsfreisetzung in die Umwelt zu rechnen wäre. Eine Aktivitätsfreisetzung aus einem Transportbehälter dieser Bauart setzt notwendigerweise voraus, dass sämtliche die Aktivität umschließenden Barrieren des Schutzsystems unfallbedingt gleichzeitig erheblich beschädigt werden. Ein solcher Schadensumfang, bei dem alle Aktivität umschließenden Barrieren des Einschussystems gleichzeitig versagen, ist den Erfahrungen aus

zahlreichen national und international durchgeführten Experimenten und Extremversuchen mit vergleichbaren Behältertypen zufolge nur bei Lasteinwirkungen und damit verbundenen Behälterbeanspruchungen denkbar, die angesichts der bestehenden Sicherheitsreserven derartiger Behälter weit über die Auslegungsanforderungen für Typ B-Versandstücke hinausgehen /LAN 02/.

Aussagen zu radiologischen Folgen lassen sich treffen nach Kenntnis des Versagensausmaßes der verwendeten CASTOR-Behälter samt Kokillen, sowie zum Material- und Freisetzungsverhalten des Transportgutes unter Unfallbedingungen. Hierzu wurden in der Vergangenheit umfangreiche Untersuchungen durchgeführt /LAN 02/, /FET 99/, die Schlussfolgerungen für das Strukturverhalten der hier betrachteten Behälterart zulassen. Überlegungen zum Freisetzungsverhalten stützen sich überwiegend auf experimentelle und theoretische Analysen zum Freisetzungsverhalten von Abfallmaterialien und Gebinden unter unfallbedingten Lasteinwirkungen. Basierend auf Analogieschlüssen werden die Freisetzungsanteile als Folge eines mehrstufigen Prozesses bestimmt und liefern durch vereinfachende Annahmen konservative Werte.

Im Folgenden werden die Informationen und empirischen Befunde zusammenfassend dargestellt, die zur Beurteilung des Struktur- und Freisetzungsverhaltens des betrachteten Behältersystems und für die Abschätzung belastungsabhängiger nuklidspezifischer Freisetzungsanteile zugrunde gelegt werden. Dabei dienen die in Tab. 3.1 gelisteten Belastungsklassen als Grundlage. In Analogie zur Vorgehensweise beispielsweise in /FET 99/ werden Freisetzungsanteile auf das Behälterinventar angewendet.

Das Barrierensystem des Behälters besteht aus dem Glaskörper mit eingeschmolzenen Aktivierungs- und Spaltprodukten, der Ummantelung des Glaskörpers mit Edelstahl, sowie dem massiven Behälterkörper aus Sphärogusseisen. Gemäß Angaben in /FET 99/ kann ein vollständiges Versagen der Umschließung und Abschirmung beim HAW28CG, dem Vorgängertyp des HAW28M, beim Aufprall mit bis zu 110 km/h praktisch nicht auftreten. Die beim Fall vom Kranhaken aus maximaler Hakenhöhe erreichte Geschwindigkeit beträgt 107 km/h.

In Beschussversuchen sank der Innendruck des Behälters geringfügig ab, woraus sich eine Leckrate ergibt, die zusätzlich sicherheitshalber mit dem Faktor 10 multipliziert wurde und als einfache Standard-Leckrate dient. Daraus lassen sich vereinfachend nuklidspezifische Freisetzungsanteile für die Belastungsklassen 7 bis 9 ableiten.

Eine Freisetzung von Abfallnukliden aus der Glasmatrix in die Umwelt setzt nicht nur ein gleichzeitiges Versagen aller Barrieren des Aktivitätseinschlusssystem voraus, sondern ist nur dann zu erwarten, wenn die Radionuklide in einer ausbreitungsfähigen Form vorliegen, z. B. in partikel- oder gasförmiger Form. Aufgrund der Einbindung der Abfallnuklide in eine feste Glasmatrix und des Spektrums der hier betrachteten Transportunfallereignisse mit mechanischen bzw. thermischen Unfallbelastungen ist davon auszugehen, dass auch die Abfallnuklide nur in Form von festen radioaktiven Partikeln (Aerosole) in den Behälterinnenraum freigesetzt und - soweit möglich - als solche in die Umgebung gelangen können. Ein Teil der Partikel scheidet sich auf Oberflächen im Behälterschacht wieder ab, so dass die freigesetzte Menge vermindert wird. Die wesentlichen Merkmale dieser Freisetzungs-, Depositions- und Transportmechanismen und deren quantitative Beschreibung werden in /FET 99/ beschrieben, so dass an dieser Stelle nicht näher darauf eingegangen wird.

In Experimenten wurden resultierende Glaspartikelgrößen in Abhängigkeit der Aufprallgeschwindigkeit ermittelt. Bei 110 km/h Aufprallgeschwindigkeit beträgt der Massensummenanteil der lungengängigen Partikel mit einem Durchmesser $< 10 \mu\text{m}$ (Aerosole) $1,0\text{E}-5$. Partikel mit größeren Durchmessern binden deutlich mehr Masse. Diese gehen durch Gravitation rasch zu Boden. Im Bereich einer Partikelgröße bis $70 \mu\text{m}$ sind insgesamt ein Anteil von $5,9\text{E}-4$ des Glases enthalten, wobei etwa die Hälfte auf die größten Partikel mit 50 bis $70 \mu\text{m}$ Durchmesser entfallen. Unter vereinfachenden Annahmen zum Aerosoltransport und der Freisetzung aus dem Behälter, lassen sich unfallbedingte aerosolförmige Freisetzungen nach Belastungsklassen angeben. Zu Freisetzungen kann es ausschließlich in den Belastungsklassen (BK) 7 bis 9 kommen, bei Annahme einer Fallgeschwindigkeit von 110 km/h , was einer Fallhöhe von mehr als 45 m entspricht und ohne oder mit 30 bzw. 60 min Brand von $800 \text{ }^\circ\text{C}$. Der höchste zu erwartende Freisetzunganteil beträgt $1,4\text{E}-9$ und wird für Aerosole $< 10 \mu\text{m}$ in BK 9 erreicht. Für den zum HAW28CG weitgehend baugleichen, aber moderneren HAW28M sind leicht geringere Werte zu erwarten.

Gemäß /FET 99/ ist davon auszugehen, dass alle im Glas verfestigten Radionuklide homogen in der Glasmatrix verteilt sind. Der freigesetzte Massenanteil ist damit proportional zum freigesetzten Aktivitätsanteil. Auf Basis der Garantiewerte (siehe Tab. 2.2) für 28 Glaskokillen ergibt sich damit für den ungünstigsten Fall eine Freisetzung von $8,5\text{E}8 \text{ Bq}$ als Aerosol mit Partikelgröße $< 10 \mu\text{m}$. Zieht man anstelle der Garantiewerte

die simulierten Aktivitäten aus /HUM 93/ heran, könnten maximal $2,8E7$ Bq in Folge eines Lastabsturzes aus maximaler Höhe und bei gleichzeitigem Brand freigesetzt werden.

4 Angenommene Distanzen zwischen Castoren und repräsentativen Messpunkten der Ortsdosisleistung

Vom Hafen wird eine Entfernung zu den ersten Wohnhäusern von 190 m angenommen. Zwischen dem Unternehmensgelände und der Siedlung befindet sich zudem in 150 m Entfernung zum Ufer ein öffentlich zugänglicher Fußgängerweg. Der Bahnhof, der sowohl dem Güter- als auch dem Personennahverkehr dient, liegt in unmittelbarer Nähe und ist mindestens 130 m (Luftlinie) vom Kai entfernt.

Basierend auf den ermittelten repräsentativen Aufenthaltsorten und den zugehörigen Distanzen, werden im folgenden Kapitel Strahlenexpositionen beim Normaltransport ermittelt. Die Berechnungen werden bis 200 m Abstand (d) durchgeführt, da hiermit die kürzeste Distanz zur Wohnbebauung eingeschlossen ist.

5 Ermittlung der Strahlenexposition beim Normaltransport

5.1 Strahlenexposition bei maximaler Grenzwertausschöpfung

Entscheidend für die Höhe der Strahlenexposition von Personen, die sich beim Transport in der Nähe der Castoren aufhalten, sind die jeweilige Dauer des Aufenthalts sowie die Entfernung zu den Behältern. Die Ortsdosisleistung (ODL) bezeichnet die Dosis, die eine Einzelperson an einem bestimmten Ort in einem bestimmten Zeitraum erhält. Für die Genehmigung von Transporten ist die Kenntnis der ODL relevant, da der Gesetzgeber vom Antragsteller den Nachweis verlangt, dass die ODL von 0,1 mSv/h in 2 m Entfernung von den senkrechten Außenflächen des Transportfahrzeugs nicht überschritten wird. Zudem ist in § 80 StrlSchG geregelt, dass die effektive Dosis von Personen der Bevölkerung den Grenzwert von 1 mSv/a nicht überschreitet. Dieser Grenzwert gilt auch für das beim Transport anwesende Begleitpersonal, insofern es sich nicht um beruflich exponierte Personen handelt. Dabei wird nicht zwischen Strahlungsarten unterschieden. Der Grenzwert gilt hier für die Summe aus den relevanten Beiträgen von Photonen und Neutronen.

Werden diese gesetzlichen Vorgaben für den Transport der Castoren zugrunde gelegt, so können Aussagen über die maximal zulässige Aufenthaltszeit in Abhängigkeit vom Abstand von der Quelle getroffen werden. Dabei ist zu berücksichtigen, dass sich während des Transports mehrere Transportbehälter hintereinander befinden, welche gemeinsam die Dosis am Aufenthaltsort beeinflussen. Darüber hinaus kann die maximal mögliche Dosisleistung für Personen ermittelt werden, die sich in einem bestimmten Abstand zu den Castoren aufhalten.

Voraussichtlich werden die Castoren nach dem Umschlag am Hafen auf der Schiene weitertransportiert. Dazu werden die Behälter voraussichtlich in separaten Wagons mit

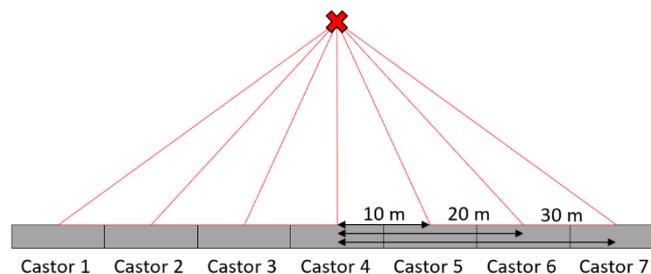


Abb. 5.1 Schema der Castor-Anordnung relativ zum ODL-Messpunkt

einer Länge von etwa 10 m befördert. Das nächstgelegene Wohnhaus liegt 190 m und der Bahnhof etwa 130 m vom Hafen entfernt. Für die Abschätzung der Strahlenexposition ausgehend von einer maximal zulässigen Beladung der Castoren werden Abstände von 2 bis 200 m betrachtet und für die Länge eines Wagens 10 m unterstellt. Ein Schema der Anordnung ist in Abb. 5.1 dargestellt.

Basierend auf den Aussagen in /SSK 98/ wird eine homogene und isotrope Verteilung der Strahlung um den CASTOR®HAW28M angenommen. Für den einzelnen Beitrag zur Dosisleistung wird dabei vom Abstand zwischen dem Mittelpunkt des Castors und dem Bezugsstandort (rotes Kreuz) ausgegangen. Die Gesamtdosis summiert sich dann aus den Einzelbeiträgen der sieben Castoren.

In früheren Studien wurde angenommen, dass die ODL im Nahbereich eines Castors (Abstand < 20 m) wegen der großen Dimensionen des Behälters mit wachsendem Abstand annähernd invers linear abnimmt, während bei größeren Abständen der Behälter als Punktquelle betrachtet wurde, sodass die ODL mit dem Quadrat des Abstandes abfällt /SSK 98/. In der vorliegenden Studie kann aufgrund der Länge der sieben hintereinanderstehenden Castoren keine Punktquelle angenommen werden. Vielmehr muss die Aneinanderreihung der Behälter als Linienstrahler betrachtet werden, wobei sich die Leistung etwa auf die geometrische Form eines Zylinders verteilt und mit zunehmendem Abstand näherungsweise invers linear abfällt.

Legt man die maximal zulässige Ortsdosisleistung in 2 m Abstand zu den sieben Castoren zugrunde und nimmt konservativ eine Aufenthaltsdauer von 24 Stunden an, so liegt die effektive Dosis für eine Person, die sich in 100 m Entfernung zu den Castoren aufhält bei 0,17 mSv, siehe Abb. 5.2. Damit wird der gesetzliche Grenzwert von 1 mSv mit einer Grenzwertausschöpfung von weniger als 20 % deutlich unterschritten.

Zur Einhaltung des gesetzlichen Grenzwertes sollte bei einem Aufenthalt von 24 Stunden mindestens ein Abstand von 12 m eingehalten werden, siehe Abb. 5.2.

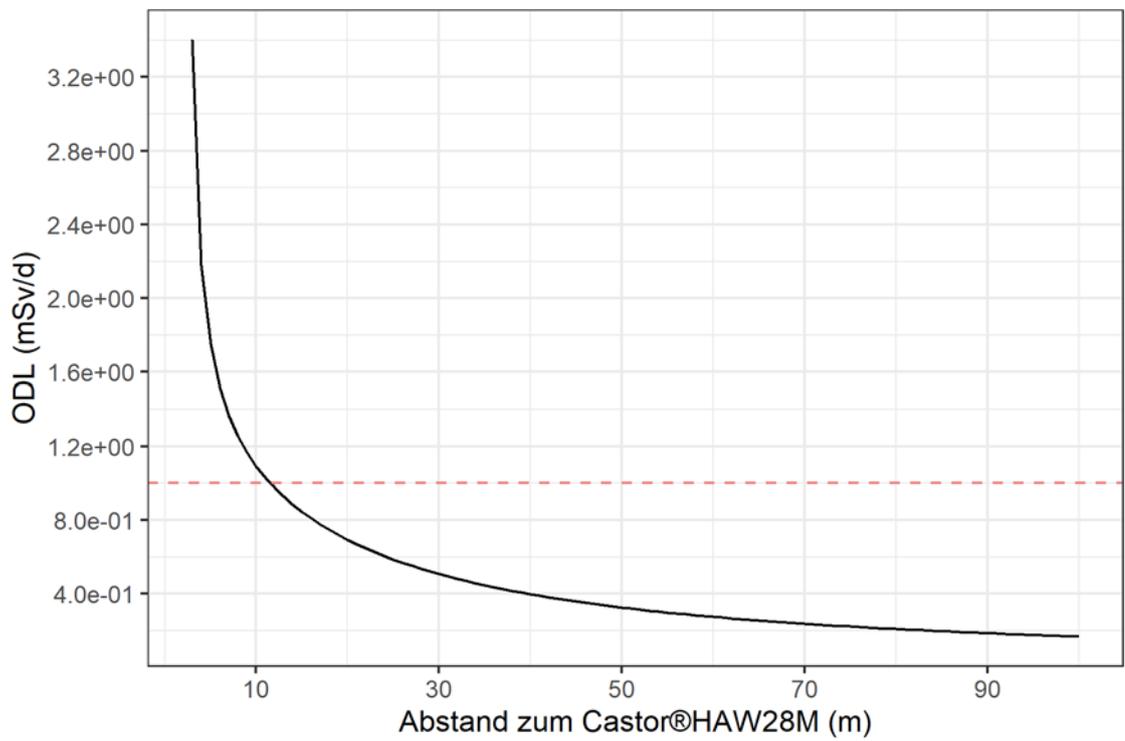


Abb. 5.2 Ortsdosisleistung in Abhängigkeit vom Abstand zu den Behältern der Bauart CASTOR®HAW28M bei maximal zulässiger Beladung

5.2 Nuklidspezifische Strahlenexposition

5.2.1 Modellannahmen

In Abschnitt 5.1 wurde die Ortsdosisleistung in Abhängigkeit des Abstands zu den Castoren anhand des maximalen gesetzlichen Grenzwerts berechnet. Eine spezifischere Berechnung für die Rückführungskampagne aus Sellafield beruht auf einer Berechnung unter Annahme der Garantiewerte der Nuklide, mit denen die Castoren beladen sein können. Für die Abschätzung der Energiedosisleistung in Abhängigkeit vom Abstand zu den Castoren werden die in /GNS 13/ präsentierten Garantiewerte der einzelnen Nuklide verwendet und mit dem Dosisberechnungsprogramm MicroShield® Version 10 ermittelt. Dazu wurden die für eine einzelne HAW-UK-Glaskokille angegebenen Garantiewerte auf die volle Beladung eines Castors mit 28 Kokillen hochgerechnet und als eine Gesamtquelle modelliert. Dies entspricht einer konservativen Annäherung an die Realität, da jede der 28 Einzelquellen im Realfall von einem Edelmetallmantel abgeschirmt wird. Die Abbildung einzelner Quellen und die Abschirmung durch Edelmetall wird in diesem Modell aufgrund der Limitierungen in MicroShield® nicht realisiert. Da die einzelnen Behälter keine gegenseitigen Wechselwirkungen miteinander haben, ließen sich die ODL-Beiträge jedes Behälters separat simulieren und anschließend aufsummieren. Für eine konservative, abschätzende Betrachtung wird hierauf jedoch an dieser Stelle verzichtet.

Für die Dimension der Gesamtquelle wird in einem ersten Modellansatz (Case 1 bis Case 4, siehe Tab. 5.1) angenommen, dass die Höhe des Kokillenkomplexes der Höhe des Castors entspricht, da die genaue Anordnung der Kokillen innerhalb des Castors unbekannt ist. Daher werden die 28 Kokillen als ein Zylinder mit einer Höhe von 6 m und einem Radius von 0,84 m dargestellt.

In einem zweiten Modellansatz (Case 5 bis Case 8) wird die minimale Höhe des Kokillenkomplexes angenommen. Diese wurde aus den Angaben in Kapitel 2.3 abgeleitet. Da eine Kokille 1,335 m lang ist und die Kokillen in 4 Ebenen angeordnet werden, ist der Komplex mindestens 5,34 m lang. Die verschiedenen Modellansätze wurden gewählt, um den Einfluss verschiedener Lagerungszustände der Castoren auf die ODL in Abhängigkeit vom Abstand zu untersuchen.

Die Abschirmung durch den gusseisernen Mantel des Castors wird durch eine 0,4 m dicke Eisenschicht dargestellt. Für das Material des Mantels wird das in MicroShield® voreingestellte Material Eisen mit einer Dichte von $7,86 \text{ g/cm}^3$ verwendet. Da die genaue

Zusammensetzung des Glasgemisches in den einzelnen Kokillen nicht bekannt ist, wird konservativ für die Strahlenquelle das Material Luft mit der dafür voreingestellten Dichte verwendet.

MicroShield® berechnet ausschließlich Dosisleistungen, die durch Photonen generiert werden. Beiträge durch Neutronen bleiben deshalb hierbei unberücksichtigt. Da die PE-Stäbe zur Neutronenabschirmung innerhalb des Mantels kaum zur Reduktion der Gamma-ODL beitragen, werden diese vernachlässigt.

- Strahlenquelle (Luft $1,22 \cdot 10^{-3} \text{ g/cm}^3$)
- Abschirmung (Eisen $7,86 \text{ g/cm}^3$)
- Dosismesspunkt

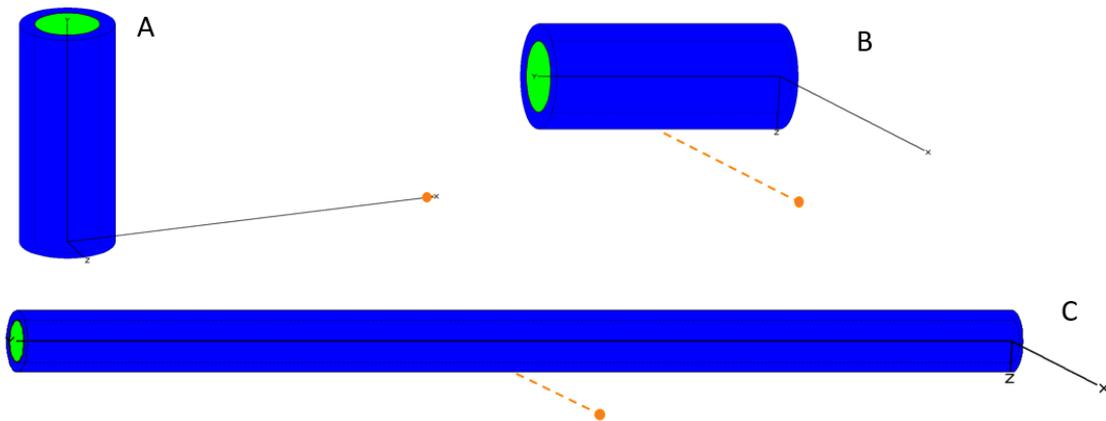


Abb. 5.3 Geometrien der Modelle in MicroShield® zur Abbildung von einem (A, B) und sechs (C) mit 28 HAW-UK-Glaskokillen beladenen Behältern der Bauart CASTOR®HAW28M

Bezogen auf die Geometrie des Modells werden drei Fälle untersucht, siehe Abb. 5.3:

- 1) Ein einzelner Castor steht aufrecht und die Dosisleistung am Boden wird in Abhängigkeit des Abstandes zum Castor bestimmt.
- 2) Ein einzelner Castor liegt horizontal (beispielsweise in einem Wagon) und die Dosisleistung wird am Boden senkrecht zum Mittelpunkt des liegenden Castors bestimmt.
- 3) Sieben Castoren liegen horizontal (beispielsweise in sieben Wagons) und die Dosisleistung wird am Boden senkrecht zum Mittelpunkt des mittleren Castors bestimmt.

Tab. 5.1 Übersicht über die untersuchten Fälle/ Modelle

Case	Geometrie	Anzahl Castoren	Länge der Quelle/ Kokillenkomp-plex	Bemer- kung
1	A	1	6 m	Castor steht
2	C	7	42 m	Castoren liegen; es wird keine zusätzliche Länge des Wagons berücksichtigt; Länge eines Kokillenkomp-plexes entspricht der Länge des Castors
3	B	1	6 m	Castor liegt
4	C	7	70 m	Castoren liegen; jeder Castor befindet sich in einem Wagon der Länge 10 m. Die Gesamtquelle wird daher näherungsweise gestreckt. Im Realfall befindet sich zwischen den einzelnen Castoren jeweils eine nicht radioaktive Pufferzone.
5	A	1	5,34 m	Castor steht, Mindestgröße der Quelle
6	B	1	5,34 m	Castor liegt, Mindestgröße der Quelle
7	C	7	37,38 m	Castoren liegen; es wird keine zusätzliche Länge des Wagons berücksichtigt; Länge eines Kokillenkomp-plexes entspricht der Mindestlänge (5,34 m)

Die Energiedosisleistung wird für 200 Messpunkte zwischen 2 m und 201 m Entfernung zum Castor unter Berücksichtigung der Tochternuklide bestimmt. Dabei werden jeweils die Werte am Boden berechnet.

Für die Rechnungen mit MicroShield® wurden die Buildup-Faktoren (BU-Faktoren) für das Abschirmmaterial Eisen (0,4 m dick) verwendet. Die BU-Faktoren sind dabei von der Lage des Dosismesspunktes gegenüber der Quelle abhängig.

5.2.2 Modellergebnisse und Diskussion

Die Energiedosisleistung fällt erwartungsgemäß mit zunehmendem Abstand ab. Wird angenommen, dass die Quelle 5,34 m lang ist, ergeben sich höhere Dosiswerte, als für eine längere Quelle (6 m bzw. 10 m). Aufgrund der nicht im Detail bekannten Verteilung der Kokillen im Castor oder der genauen Größe der Wagons, sollte die Quelle zur Wahrung der Konservativität eher kürzer als länger gewählt werden. Die Länge von 5,34 m entspricht jedoch der minimalen Länge und ist demnach am konservativsten. Die Werte für die Dimensionen 5,34 m und 6 m der Quelle unterscheiden sich geringfügig. Eine „Streckung“ der Quelle aufgrund der Annahme, dass sie sich in einem 10 m langen Wagon befinden, ist evtl. nicht sachgerecht und nicht konservativ. Denn sobald von mehreren Castoren ausgegangen wird, kann es entscheidend sein, welche Dimension für die Quelle angenommen wird (siehe Abb. 5.4 bis Abb. 5.6). Die mit MicroShield berechneten Energiedosiswerte für einen Castor für die unterschiedlichen physischen Dimensionen der Quelle (6 m vs. 5,34 m) unterscheiden sich um etwa 11 % im Abstand von 2 m. Mit zunehmendem Abstand zum Castor nimmt die Abweichung deutlich ab. Bis etwa 25 m Entfernung zum Castor sinkt die Abweichung nur geringfügig und nimmt vergleichsweise langsamer ab als bei der Betrachtung eines einzelnen Castors. Erst bei etwa 110 m Entfernung liegt die Abweichung bei etwa 2 %. Je nach Geometrie/ Messpunkt liegt die Energiedosisleistung für einen einzelnen Castor im Nahbereich zwischen 12 $\mu\text{Gy/h}$ (2 m, Case 1) und maximal 24 $\mu\text{Gy/h}$ (2 m, Case 6). Bei 190 m Entfernung sinkt der Wert je nach Geometrie auf 0,029 $\mu\text{Gy/h}$ bis 0,004 $\mu\text{Gy/h}$.

Für einen einzelnen Castor ist die Energiedosisleistung in Mitte des Castors im Nahbereich (Case 3) höher als die Energiedosisleistung am Rand/Boden (Case 1). Mit zunehmendem Abstand nähern sich die Werte der Energiedosisleistungen an und stimmen ab etwa 20 m Abstand in etwa überein (Abb. 5.4).

Die Ergebnisse der Simulation wurden auch mit Messwerten der Gamma-Strahlung an befüllten HAW28M-Castoren verglichen, die hier jedoch nicht zitiert werden können. Die Simulation überschätzt die verfügbaren gemessenen Ortsdosisleistung maximal um einen Faktor 2, so dass die gewünschte Konservativität in den Modellannahmen gewährleistet wurde. Für Entfernungen größer 20 m liegen keine Messwerte vor.

In relevanten Entfernungen vom CASTOR ist erfahrungsgemäß die durch Neutronen verursachte Ortsdosisleistung vergleichbar oder etwas höher als die Gamma-Ortsdosisleistung. Selbst unter der konservativen Annahme, dass die tatsächliche Gesamt-ODL dreimal so hoch ist, wie simuliert, würden die gesetzlichen Grenzwerte eingehalten.

Zusammenfassend zeigt Case 7 in nahezu allen Abständen die höchsten Werte und kann somit als konservativstes Szenario angenommen werden. Für einen Vergleich mit den gesetzlichen Grenzwerten kann für die hier betrachteten Photonen ein Strahlungswichtungsfaktor von 1 angenommen werden und somit die Energiedosisleistung näherungsweise in eine Ortsdosisleistung umgerechnet werden. Selbst unter der konservativen Annahme eines Faktors 3 zur Berücksichtigung von Neutronen ergibt sich somit bei einem Abstand von 2 m in Case 7 ein Wert von ca. 0,07 mSv/h. Somit sind nicht nur die gesetzlichen Grenzwerte von 0,1 mSv/h in einem Abstand von 2 m eingehalten, sondern auch die Ortsdosisleistungen an den entfernter gelegenen Wohnhäusern und am Bahnhof erfüllen unter den genannten konservativen Voraussetzungen die Anforderungen zum Schutz der Bevölkerung beim Umschlag der Castoren am Hafan.

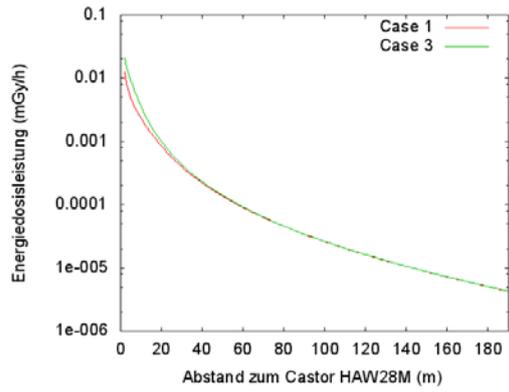


Abb. 5.4 Vergleich der Energiedosisleistung am Boden (Case 1) und in der Mitte des Castors (Case 3), Quelle: 6 m lang

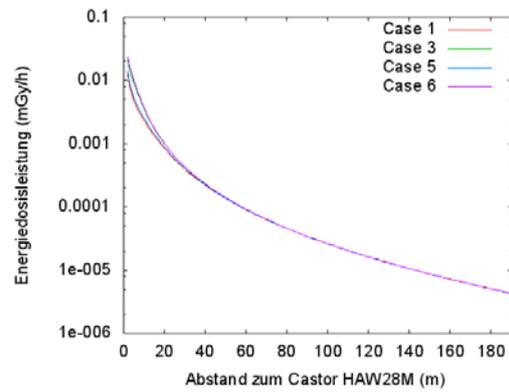


Abb. 5.5 Vergleich der Energiedosisleistungen, berechnet für einen einzelnen Castor

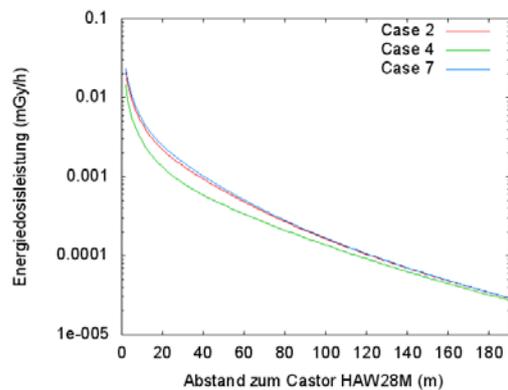


Abb. 5.6 Vergleich der Energiedosisleistungen, berechnet für sieben Castoren

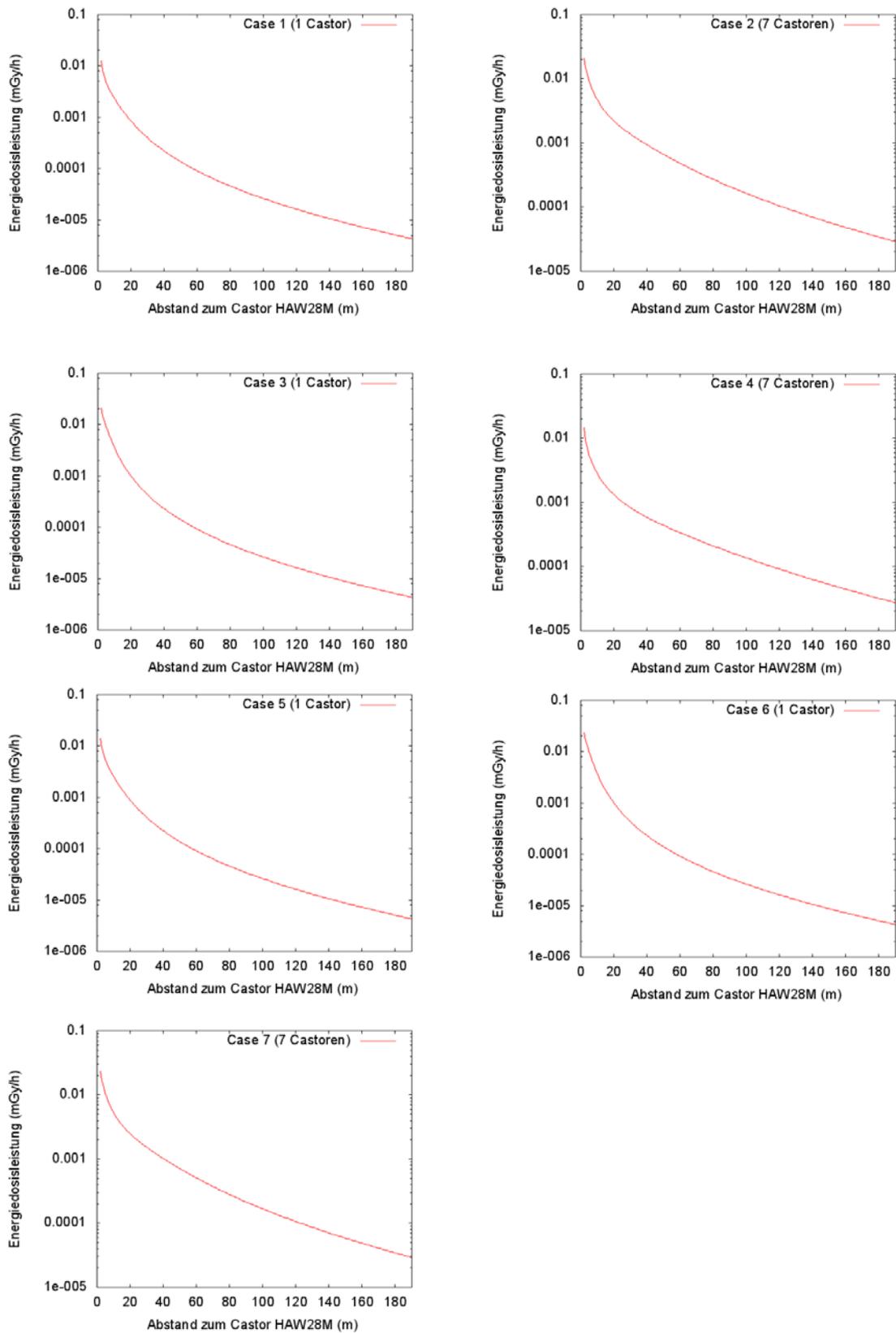


Abb. 5.7 Vergleich der mit MicroShield berechneten Energiedosisleistung für Case 1 bis Case 7

Tab. 5.2 Ausgewählte Simulationsergebnisse aus der Dosisleistungsberechnung mit Microshield (Case 1 bis 7)

d (m)	Energiedosisleistung in mGy/h						
	Case 1	Case 2	Case 3	Case 4	Case 5	Case 6	Case 7
2	0,01240	0,02111	0,02099	0,01443	0,01393	0,02358	0,02341
5	0,00484	0,00941	0,00914	0,00554	0,00544	0,01006	0,01056
10	0,00230	0,00466	0,00354	0,00279	0,00253	0,00370	0,00523
20	0,00084	0,00220	0,00099	0,00132	0,00088	0,00100	0,00247
50	0,00014	0,00066	0,00014	0,00044	0,00014	0,00014	0,00071
100	0,00003	0,00016	0,00003	0,00014	0,00003	0,00003	0,00017
190	0,00000	0,00003	0,00000	0,00003	0,00000	0,00000	0,00003

6 Zusammenfassung

Wie bereits in früheren Untersuchungen wurden im Rahmen dieser Studie Analysen zur Transportsicherheit bei der Rückführung der zu erwartenden Abfallströme aus der Wiederaufarbeitung durchgeführt. Zielsetzung war die Quantifizierung von Art und Ausmaß der mit der Rückführung der HAW-Glaskokillen aus Sellafield einhergehenden Risiken bei der Beförderung.

Zur Einschätzung zu erwartender Strahlenexpositionen für das Begleitpersonal sowie die Bevölkerung, wurden Transport- und Umschlagmodalitäten betrachtet, Informationen zum verwendeten Transportbehälter und dessen möglichem Inventar auf die potenziellen radiologischen Auswirkungen hin ausgewertet und auf dieser Basis Simulationen der Ortsdosisleistung für den Normaltransport durchgeführt. Die Simulationsergebnisse sind durch konservative Annahmen höher, liegen jedoch in der gleichen Größenordnung wie Messergebnisse.

Zur Betrachtung von Unfällen wurden Belastungsklassen und Freisetzunganteile mit Hilfe der Ergebnisse früherer Studien für die betrachtete Umschlagsituation unter Verwendung eines Krans abgeleitet und mit Hilfe der Garantiewerte für den verwendeten Behälter die maximal zu erwartenden Freisetzungen ermittelt.

Es konnte gezeigt werden, dass die Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung für die Bevölkerung in allen relevanten Situationen eingehalten werden können.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Bestandteile des CASTOR®HAW28M; /BGZ 19/.....	6
Abb. 2.2	Querschnitt eines Holzstoßdämpfers für CASTOR-Behälter /BAM 16/.....	8
Abb. 2.3	Verglasung der hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung; /BGZ 19/	9
Abb. 2.4	Schematische Darstellung einer Edelstahlkokille, nach /GNS 13/	10
Abb. 2.5	Automatische Verschweißung einer HAW-Glaskokille /DAtF 18/	10
Abb. 5.1	Schema der Castor-Anordnung relativ zum ODL-Messpunkt.....	23
Abb. 5.2	Ortsdosisleistung in Abhängigkeit vom Abstand zu den Behältern der Bauart CASTOR®HAW28M bei maximal zulässiger Beladung.....	25
Abb. 5.3	Geometrien der Modelle in MicroShield® zur Abbildung von einem (A, B) und sechs (C) mit 28 HAW-UK-Glaskokillen beladenen Behältern der Bauart CASTOR®HAW28M	27
Abb. 5.4	Vergleich der Energiedosisleistung am Boden (Case 1) und in der Mitte des Castors (Case 3), Quelle: 6 m lang.....	31
Abb. 5.5	Vergleich der Energiedosisleistungen, berechnet für einen einzelnen Castor	31
Abb. 5.6	Vergleich der Energiedosisleistungen, berechnet für sieben Castoren.....	31
Abb. 5.7	Vergleich der mit MicroShield berechneten Energiedosisleistung für Case 1 bis Case 7	32

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Tabellarische Ansicht der technischen Daten des CASTOR®HAW28M.....	7
Tab. 2.2	Garantiewerte einer HAW-UK-Glaskokille /GNS 13/	11
Tab. 3.1	Definition von Belastungsklassen für den Lastabsturz	16
Tab. 5.1	Übersicht über die untersuchten Fälle/ Modelle	28
Tab. 5.2	Ausgewählte Simulationsergebnisse aus der Dosisleistungsberechnung mit Microshield (Case 1 bis 7)	33

Literatur

- /BAM 13/ Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) (Hrsg.): Workshop Fire Science in der BAM Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung. 233 S., 29. November 2013.
- /BAM 16/ Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM): Transportbehälter. Holz-Stossdämpfer für CASTOR®-Behälter. Erreichbar unter <https://www.bam.de/Content/DE/Bildergalerie/energie-holz-als-stosstdaempfer.html>, Stand vom 18. Mai 2016.
- /BAM 19/ Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM): Behälter für radioaktive Stoffe, Beispiele für Behälterprüfungen. Stand vom 13. März 2019, erreichbar unter <https://tes.bam.de/TES/Navigation/DE/Gefahrgut/Behaelter-radioaktive-Stoffe/Beispiele-fuer-Behaelterpruefungen/beispiele-behaelterpruefungen.html>, abgerufen am 20. Oktober 2019.
- /BAS 20/ BASE: Rücknahme und Rücktransport radioaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung. Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE), 28. April 2020.
- /BGZ 19/ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (BGZ): Rücknahme radioaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung. Erreichbar unter <https://rueckfuehrung.bgz.de/>, abgerufen am 30. Oktober 2019.
- /BMUB 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) (Hrsg.): Gesamtkonzept zur Rückführung von verglasten radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung. Berlin, 19. Juni 2015.
- /DAtF 18/ Deutsches Atomforum e.V. (DAtF): Rücknahme von Abfällen aus der Wiederaufarbeitung. November 2018.
- /EBE 17/ Eberhardt, H., Endres, J., Günther, A., Sentuc, F.-N.: Aufbereitung von Statistiken zu Verkehrsaufkommen und Unfallgeschehen, Abschlussbericht zum Vorhaben 3614R03343, Arbeitspaket 2 und 6. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-479, 38 S., Oktober 2017.

- /FET 97/ Fett, H.-J., Lange, F., Lombard, J., Raffestin, D., Reculeau, J.-Y., Schneider, T., Schwarz, G.: Transport Risk Assessment Study for Reprocessing Waste Materials to be Returned from France to Germany, Final Report. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-141, 185 S., ISBN 3-923875-98-3.
- /FET 99/ Fett, H.-J., Haider, G., Lange, F., Quade, U., Schrödl, E., Schwarz, G.: Sicherheitstechnische Untersuchungen für Schienentransporte mit hohem Aktivitätsinventar, Abschlußbericht zum Vorhaben SR 2229. GRS-A-2715, 1999.
- /GNS 96/ Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (GNS): Sicherheitsbericht für das Transportbehälterlager der Brennelement-Zwischenlager Ahaus GmbH. Januar 1996.
- /GNS 13/ Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (GNS) (Hrsg.): Rückführung von WA-Abfällen aus Frankreich und England, Technische Notiz. 4. Juni 2013.
- /GNS 19/ GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH: CASTOR®HAW28M, Transport- und Lagerbehälter für verglaste Abfälle, Produktinformation. April 2019.
- /GRS 10/ Sentuc, F.-N., Brücher, W., Büttner, U., Fett, H.-J., Lange, F., Martens, R., Schmitz, B. M., Schwarz, G.: Transportstudie Konrad 2009, Sicherheitsanalyse zur Beförderung radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-256, 190 S., ISBN 978-3-939355-31-1: Köln, 2010.
- /GRS 12/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Bericht zum Arbeitspaket 7. Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben, FEP-Katalog für die VSG • Dokumentation. GRS-283, 2012.
- /HUM 93/ Hummelsheim, K., Quade, U., Gewehr, K.: Ermittlung von Aktivitätsinventaren, Quellstärken und Oberflächendosisleistungen zu dem Behälter CASTOR HAW 20128-CG. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Juni 1993.

- /IAEA 01/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Severity, probability and risk of accidents during maritime transport of radioactive material, Final report of a co-ordinated research project 1995–1999. IAEA TECDOC, IAEA-TECDOC-1231, Juli 2001.
- /IAEA 14/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2012 Edition), Specific Safety Guide. IAEA Safety Standards Series, No. SSG-26, 2012. Aufl., 450 S., ISBN 978-92-0-136910-9: Vienna, 2014.
- /IAEA 18/ IAEA: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, IAEA Safety Standards, Specific Safety Requirements No. SSR-6 (Rev.1). Hrsg.: International Atomic Energy Agency (IAEA): Vienna, Austria, 2018.
- /LAN 98/ Lange, F., Fett, H.-J., Hörmann, E., Röwekamp, M., Elston, B., Slawson, G., Chesire, R., Schneider, T., Raffestin, D.: Evaluation of the Safety of Vitrified High Level Waste Shipments from UK to Continental Europe by Sea, CEC Project 4.1020/D/96-001 (DG XVII). Hrsg.: Commission of the European Communities, Oktober 1998.
- /LAN 02/ Lange, F. E. a.: Sicherheitsreserven von Transport- und Lagerbehältern für abgebrannte Brennelemente und HAW-Kokillen bei extremen Unfallbelastungen und Einwirkungen von au Ben, Bericht im Rahmen des Vorhabens SR 2497 (Rev. 3). April 2002.
- /SCH 00/ G. Schwarz, H.-J. Fett, Y. Francois, F. Lange: Sicherheitsanalyse zur bestimmungsgemäßen Beförderung von radioaktiven Abfällen und bestrahlten Brennelementen in der Region Gorleben, Abschlußbericht zum Vorhaben SR 2264. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 113 S.: Köln, August 2000.
- /SEN 08/ Sentuc, F.-N., Schwarz, G.: Erfassung, Bewertung und Fortentwicklung der sicheren Beförderung radioaktiver Stoffe; Sicherheitsanalyse zum Rücktransport hochdruckverpresster radioaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung. GRS-A-3378/I: Köln, 2008.

/SSK 98/ Strahlenschutzkommission (SSK) des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Strahlenschutz und Strahlenbelastung im Zusammenhang mit Polizeieinsätzen anlässlich von CASTOR-Transporten, Stellungnahmen und Empfehlungen der Strahlenschutzkommission sowie Erläuterungen zum Strahlenrisiko. Nr. 5, 1998.

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

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 978-3-947685-92-9