

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

Untersuchungen zur Rückführung radioaktiver Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Untersuchungen zum aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zur Bewertung des Sicherheitsniveaus bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, sowie Weiterentwicklung von Modellsystemen zu grundlegenden Sicherheitsparametern der Transportvorschriften

Abschlussbericht zu Arbeitspaket 6

Janis Endres
Markus Mazur

Juni 2023

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4720E03300 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMUV übereinstimmen.

Deskriptoren

Kernbrennstoffe, Rückführung, Transport, Transportsicherheit, Wiederaufarbeitung

Kurzfassung

Im Rahmen dieser Studie wurden Analysen zur Transportsicherheit bei der Rückführung der zu erwartenden Abfallströme aus der Wiederaufarbeitung durchgeführt. Dabei war das Ziel, sowohl den 2020 durchgeführten Transport von Sellafield (UK) zu betrachten, als auch die neuen vertraglichen Änderungen von 2021 für die Rückführungen aus La Hague (Frankreich) zu bewerten.

Die Transport- und Umschlagmodalitäten der Rückführungen aus Sellafield wurden betrachtet, um die zu erwartende Strahlenexposition für die Bevölkerung und das Personal bewerten zu können. Dabei konnten Simulationen aus Vorgängervorhaben mit tatsächlich gemessenen Werten verglichen werden. Es wurde gezeigt, dass die Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung für die Bevölkerung in allen relevanten Situationen eingehalten wurden.

Bezüglich der Rückführungen aus La Hague wurden vertragliche Änderungen analysiert und insbesondere End-Used-Casks auf ihre Eigenschaften und Weiterverarbeitungsmöglichkeiten hin begutachtet.

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 transport from Sellafield (UK) to Germany in 2020 as well as changes in the contractual agreements regarding the transports from La Hague (France) from 2021 were assessed.

The transport and handling modalities were considered in order to evaluate the expected radiation exposure for the population and personnel. Simulated values could be compared to data stemming from real measurements during the transport campaign. It was shown that the dose limits of the Radiation Protection Ordinance for the population were met in all relevant situations.

Regarding the return of waste from La Hague, particularly possible types of end-used-casks were assessed. Hence, properties, characteristics and decommissioning were analyzed.

Inhaltsverzeichnis

| | | |
|----------|---|-----------|
| | Kurzfassung | I |
| 1 | Einleitung | 1 |
| 2 | Transportmodalitäten | 3 |
| 3 | Transport 2020 aus Sellafield | 5 |
| 3.1 | Spiegelung der Ergebnisse an dem realen Transportablauf..... | 5 |
| 3.1.1 | Abschätzung der radiologischen Konsequenzen nach einem Unfall | 6 |
| 3.1.2 | Abschätzung der radiologischen Konsequenzen bei einem Normaltransport..... | 7 |
| 3.2 | Messwerte | 9 |
| 3.3 | Fazit..... | 13 |
| 4 | Rückführung aus La Hague in Frankreich | 15 |
| 4.1 | Einfluss der neuen Verträge auf die Transportsicherheit..... | 15 |
| 4.2 | Anforderungen an die Behälter-Dichtheit | 17 |
| 4.3 | Zwischenlagerung und Weiterverarbeitung der EUCs..... | 18 |
| 4.4 | Design rückzuführender EUCs..... | 21 |
| 4.4.1 | Die TN12-Bauartgruppe..... | 21 |
| 4.4.2 | Behältertyp LK100M | 23 |
| 5 | Zusammenfassung und Ausblick | 25 |
| | Literaturverzeichnis | 27 |
| | Abbildungsverzeichnis | 30 |
| | Tabellenverzeichnis | 31 |

1 Einleitung

Bis zum Jahre 2005, bevor der Transport deutscher Brennelemente zur Wiederaufarbeitung ins Ausland gesetzlich verboten wurde, wurde aus Deutschland 6.670 Tonnen Schwermetall, darunter fällt Uran und andere metallische Anteile des bestrahlten Kernbrennstoffs von den Atomkraftwerksbetreibern zu Wiederaufarbeitungsanlagen ins Ausland gebracht. Die größten Mengen gingen in die Wiederaufarbeitungsanlage Sellafield Ltd. (vormals BNFL) nach Großbritannien (851 Mg) und in die Wiederaufarbeitungsanlage von Orano (vormals AREVA NC, COGEMA) (5379 Mg) in Frankreich. Betreiber von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität sind nach § 9a Absatz 2a AtG dazu verpflichtet, die aus der Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe im Ausland stammenden verfestigten Spaltproduktlösungen zurückzunehmen und in standortnahen Zwischenlagern bis zu deren Ablieferung an eine Anlage zur Endlagerung radioaktiver Abfälle aufzubewahren.

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 Castor-Behälter verbracht werden. Im November 2020 wurde der erste Rückführungstransport mit sechs Castor-Behältern in das Zwischenlager Biblis erfolgreich abgeschlossen. Im Rahmen dieses Forschungsvorhabens wurden die in verschiedenen Vorgängervorhaben, siehe beispielsweise /FET 97/, /SCH 00/, /SEN 08/, /GRS 20/, getroffenen Annahmen zur Dosisberechnung den Erfahrungen aus der Praxis gegenübergestellt.

Ursprünglich war weiterhin geplant, 157 Behälter mit mittelradioaktiven Abfällen aus Frankreich zurückzuführen. Durch neue Verträge, die 2021 geschlossen wurden, änderten sich die zurückzuführenden Abfallströme, denn nach aktuellem Stand sollen vier Behälter mit hochradioaktiven Abfällen sowie ca. 30 leere innen kontaminierte Transportbehälter aus Frankreich zurückgeführt werden. Dabei soll das Standortzwischenlager Philippsburg in Baden-Württemberg die vier Behälter mit hochradioaktiven verglasten Abfällen aufnehmen und das Zwischenlager Ahaus die leeren Transportbehälter. Konsequenzen, die sich durch diese vertraglichen Änderungen ergeben, sind ebenfalls Bestandteil von Untersuchungen dieses Forschungsvorhabens.

Der vorliegende Bericht dokumentiert die Untersuchungen zu den Rückführungskampagnen aus UK und Frankreich, die im Rahmen des Forschungsvorhabens durchgeführt wurden. Während sich Kapitel 2 mit den Transportmodalitäten befasst, wird in Kapitel 3 der Rücktransport aus Sellafield (UK) betrachtet. Kapitel 4 untersucht die Einflüsse durch neue vertragliche Rahmenbedingungen auf die Rückführungskampagnen aus La Hague in Frankreich. Abschließend fasst Kapitel 5 die Ergebnisse zusammen und gibt einen Ausblick.

2 Transportmodalitäten

Im Jahre 2015 hat das Umweltministerium ein Gesamtkonzept zur Rückführung von verglasten radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung vorgelegt. Hierbei ist eine bundesweite ausgewogene Verteilung vorgesehen. Aus der Wiederaufarbeitung deutscher Brennelemente in Sellafield in Großbritannien müssen insgesamt 20 Behälter vom Typ CASTOR®HAW28M („Cask for Storage and Transport of Radioactive Material“) mit hochradioaktiven Abfällen nach Deutschland zurückgebracht werden. Im Oktober/November 2020 wurden sechs Behälter in das Bundeszwischenlager nach Biblis gebracht. Zukünftig sollen in zwei weiteren Transporten je sieben Behälter in die Standortzwischenlager Brokdorf und Isar gebracht werden. Die Transportreihenfolge und ein genauer Zeitraum stehen noch nicht fest.

Im Juni 2021 haben sich Deutschland und Frankreich auf ein neues Rückführungskonzept geeinigt. Ursprünglich war es bis 2024 geplant fünf Behälter mit verglasten mittelradioaktiven Abfällen aus der französischen Wiederaufarbeitungsanlage in La Hague in das Zwischenlager an den Standort Philippsburg zu bringen. Ferner sollten weitere 152 Behälter mit hochdruckverpressten mittelradioaktiven Metallresten der aufgearbeiteten Brennelemente in das Standortzwischenlager Ahaus gebracht werden. Es kam jedoch zu technischen Schwierigkeiten bei den dafür vorgesehenen Behältern der Bauart TGC27. Aufgrund dieser Schwierigkeiten gelang es nicht zeitnah zugelassene Behälter für diese Art der Rückführung zur Verfügung zu stellen. Hier wäre es zu Verzögerungen bis in die 2040er Jahre gekommen. Das neue Konzept sieht nun vor, dass die 152 Behälter mit hochdruckverpressten mittelradioaktiven Metallresten nicht nach Deutschland kommen. Anstatt der fünf Castoren mit verglasten mittelradioaktiven Abfällen sollen drei bis fünf Castoren mit verglasten hochradioaktiven Abfällen an das Standortzwischenlager Philippsburg gebracht werden. Auch hierfür soll der Transportbehälter vom Typ CASTOR®HAW28M verwendet werden. Die Summe an Radioaktivität bleibt gleich, jedoch reduziert dieses Konzept das Abfallvolumen erheblich und somit verringert sich die Anzahl der Transport von bis zu 17 Transporten auf nur einen Transport. Folglich könnte die Rückführung bis zum Jahr 2024 abgeschlossen werden. Weiter sieht dieses Konzept vor, dass ca. 30 leere, ausgediente Brennelemente-Transportbehälter sog. End-Used-Casks (EUCs) in das Zwischenlager Ahaus gebracht werden. Dieses Konzept berücksichtigt somit sowohl ein Aktivitäts-, als auch ein Massenäquivalent im Vergleich zu den vorherigen Vereinbarungen. Lediglich die jeweilige Verteilung von Aktivitäten und Massen ist unterschiedlich.

3 Transport 2020 aus Sellafield

Insgesamt müssen 20 Behälter mit verglasten hochradioaktiven Abfällen vom Typ CASTOR®HAW28M aus der Wiederaufarbeitungsanlage im englischen Sellafield nach Deutschland zurückgeführt werden. Der erste von drei geplanten Transporten, bei dem sechs Behälter zurückgeführt wurden, fand im Oktober/November 2020 statt. Die grundsätzliche Transportroute sah wie folgt aus: Von der Wiederaufarbeitungsanlage Sellafield aus wurden die Castoren auf der Schiene zum englischen Hafen Barrow-in-Furness gebracht. Von dort aus wurden die Behälter über den Seeweg zum deutschen Seehafen in Nordenham transportiert. Die Castoren wurden anschließend, um sie zum Bundeszwischenlager Biblis und Isar zu bringen, auf einen Zug verladen. Da der Zwischenlagerstandort Brokdorf keinen Gleisanschluss besitzt, werden bei diesem Transport die Behälter über die Straße transportiert. Für die Rückführungskampagne aus Sellafield werden INF 3 Schiffe verwendet. Somit werden für den Seetransport von Kernbrennstoffen Schiffe der höchsten Sicherheitskategorie nach INF-Code verwendet. Diese Klassifizierung stammt aus einer Veröffentlichung der International Maritime Organization (IMO) aus dem Jahr 1993 mit dem Titel „Code for the Safe Carriage of Irradiated Nuclear Fuel, Plutonium and High-Level Radioactive Wastes in Flasks on Board Ships (INF) Code“. Dieser fordert bei dem Seetransport von Kernbrennstoffen höhere Sicherheitsstandards in Design und Konstruktion der verwendeten Schiffe. So werden neben dem Prinzip des sicheren Versandstückes zusätzliche Sicherheitsmaßnahmen gefordert, die das Sicherheitsniveau für den Seetransport weiter erhöhen. Für den Rücktransport nach Biblis wurde im Oktober/November 2020 das INF 3 Kernbrennstoff-Transportschiff *Pacific Grebe* verwendet, welches unter großbritannischer Flagge fährt und 2010 gebaut wurde.

3.1 Spiegelung der Ergebnisse an dem realen Transportablauf

Im Bericht /GRS 20/ wurden zur Einschätzung der zu erwartenden Strahlenexpositionen für das Begleitpersonal sowie die Bevölkerung die Transport- und Umschlagmodalitäten betrachtet, Informationen zum verwendeten Transportbehälter und dessen möglichem Inventar auf potenzielle radiologische Auswirkungen hin ausgewertet und auf dieser Basis Simulationen der Ortsdosisleistung für den Normaltransport durchgeführt. Zusätzlich wurden zur Betrachtung von Unfällen die 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.

3.1.1 Abschätzung der radiologischen Konsequenzen nach einem Unfall

Grundsätzlich handelt es sich bei Behältern des Typs CASTOR®HAW28M um Typ B-Versandstücke. Diese Art von Versandstück wird zur Beförderung größerer Mengen radioaktiver Stoffe verwendet und muss den Auswirkungen auch schwerster Unfälle standhalten. Um die Sicherheit eines Typ B-Behälters zu gewährleisten, wurden von der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) in Berlin Tests zur Widerstandsfähigkeit gegen Stoß oder Aufprall, Durchstoßen, Feuer sowie Eintauchen in Wasser durchgeführt. Im Rahmen dieser Tests wurden verschiedene Falltests aus verschiedenen Fallhöhen durchgeführt, um einen Aufprall mit einer bestimmten Geschwindigkeit nachzustellen. Zusätzlich wurden Erhitzungsprüfungen durchgeführt, bei denen ein Typ B-Behälter mindestens 30 Minuten lang von allen Seiten Temperaturen von mindestens 800°C ausgesetzt ist.

Um Unfälle bzgl. ihrer Schwere klassifizieren zu können, werden verschiedene Unfallereignisse in sogenannte Belastungsklassen zugeordnet. Diese Belastungsklassen unterscheiden sich in Aufprallgeschwindigkeit und mögliche Branddauern (siehe Tabelle Tab. 3.1).

Tab. 3.1 Definition der Belastungsklassen (BK) in Abhängigkeit der Aufprallgeschwindigkeit und der Branddauer

| Aufprallgeschwindigkeit | Branddauer und Temperatur | | |
|-------------------------|---------------------------|----------------------|----------------------|
| | Kein Brand | 30 min/ 800 °C Brand | 60 min/ 800 °C Brand |
| < 35 km/h | BK 1 | BK 2 | BK 3 |
| 35 – 80 km/h | BK 4 | BK 5 | BK 6 |
| > 80 km/h | BK 7 | BK 8 | BK 9 |

Im Bericht /GRS 20/ wurde von einer maximalen Hubhöhe des Krans, welcher für den Umschlag der Behälter vom Schiff auf den Transportgüterwagen verwendet wird, von 45 Meter ausgegangen. Daraus ergibt sich eine maximale Fallgeschwindigkeit vor dem Aufprall von ca. 30 m/s (107 km/h). Aufgrund dieser angenommenen Aufprallgeschwindigkeit lässt sich ein Absturz des Behälters aus maximaler Hubhöhe in die BK 7 – 9 einteilen. Diese beschreiben Unfälle mit Aufprallgeschwindigkeiten von 80 km/h und höher. Der höchste zu erwartende Freisetzunganteil beträgt in der BK 9 1,4E-9 für Aerosole < 10 µm (Größe lungengängiger Partikel), siehe /GRS 20/. Diese Werte gelten für den HAW28MCG. Für den weitgehend baugleichen, aber moderneren HAW28M sind

leicht geringere Werte zu erwarten. Nach Auswertung der Pressefotos, welche die Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (GNS) auf ihrer Homepage im Rahmen des Umschlages im Oktober/November 2020 veröffentlicht hat, wurde der Gittermastkran LG 1750 von Liebherr verwendet. In der beim Umschlag verwendeten Variante des Krans ergibt sich eine maximale Hubhöhe von 32 Metern. Die daraus resultierende maximale Fallgeschwindigkeit des Behälters vor dem Aufprall beträgt ca. 25 m/s (90 km/h). Somit wäre im realen Fall die Aufprallgeschwindigkeit 17 km/h niedriger als ursprünglich angenommen. Die BK ändert sich bei den nun angepassten Werten der maximalen Hubhöhe nicht, da hier die aktualisierte maximale Aufprallgeschwindigkeit weiterhin für eine Einordnung in die BK 7 – 9 sorgt. Folglich bleibt auch der Freisetzunganteil von $1,4E-09$ für Aerosole $< 10 \mu\text{m}$ und somit für den ungünstigsten Fall eine Freisetzung von $8,5E8$ Bq als Aerosole mit Partikelgröße $< 10 \mu\text{m}$ aktuell.

3.1.2 Abschätzung der radiologischen Konsequenzen bei einem Normaltransport

Für die Höhe der Strahlenexposition von Personen, die sich während des Transportes in der Nähe der Castoren aufhalten, ist neben der Entfernung der möglichen Aufenthaltsorte auch die jeweilige Dauer des Aufenthalts entscheidend. Im Bericht /GRS 20/ wurde von einer konservativen Aufenthaltszeit von 24 Stunden am Umschlagpunkt in Nordenham ausgegangen. Zur Betrachtung der tatsächlichen Aufenthaltszeit wurden verschiedene Medienberichte hinzugezogen. Demnach legte die Pacific Grebe am 27.10.2010 am Hafen Barrow-in-Furness ab und erreichte den niedersächsischen Hafen Nordenham am 02.11.2020 um 06:40 Uhr. Gegen 09:40 Uhr wurde mit dem Umladen der Castoren auf den Zug begonnen. Pro Behälter dauert der Ent- und Beladevorgang vom Schiff auf den Zug in etwa drei Stunden. Am 03.11.2020 um 19:35 Uhr fuhr der Zug über Bremen, Hannover, Göttingen und Darmstadt zum Standortzwischenlager nach Biblis. Hier erreichte der Zug am 04.11.2020 gegen 10:00 Uhr das Gelände des Zwischenlagers. Daraus ergibt sich eine tatsächliche Aufenthaltszeit der Behälter von etwa 37 Stunden am Umschlagpunkt in Nordenham. Bei beispielsweise sehr hohem Wellengang kann sich der Entladeprozess und somit die Aufenthaltszeit der Behälter am Hafen verlängern. Aus diesem Grund ist eine konservative Aufenthaltsdauer von 48 Stunden zu wählen.

Die im Bericht /GRS 20/ angenommenen Distanzen zwischen Castoren und repräsentativen Messpunkten der Ortsdosisleistung können durch die Vermessung von Satelliten-

aufnahmen bestätigt werden. So wird eine Entfernung von 190 Metern zu ersten Wohnhäusern angenommen. Zwischen dem Unternehmensgelände und der Wohnsiedlung befindet sich ein öffentlich zugänglicher Fußgängerweg in 150 Meter Entfernung zum Ufer. Der Personen- und Güterbahnhof Nordenham liegt in mindestens 130 Metern vom Kai entfernt.

Im Bericht /GRS 20/ wurde zur Berechnung der effektiven Dosis einer Person, welche sich für 24 Stunden in 100 Meter Entfernung zu den Castoren aufhält, die maximal zulässige Ortsdosisleistung in 2 m Abstand zu sieben Castoren zugrunde gelegt. Daraus ergab sich eine effektive Dosis von 0,17 mSv, siehe /GRS 20/. Wird nun mit einer konservativen Aufenthaltszeit von 48 Stunden gerechnet, ergibt sich eine effektive Dosis von 0,34 mSv. Hier ist zu beachten, dass bei dem Transport im Oktober/November 2020 anstatt der in /GRS 20/ angenommenen sieben Behälter nur sechs Behälter transportiert wurden. Somit liegt die tatsächliche effektive Dosis unter 0,34 mSv. Damit wird weiterhin Grenzwert von 1 mSv für die Bevölkerung deutlich unterschritten.

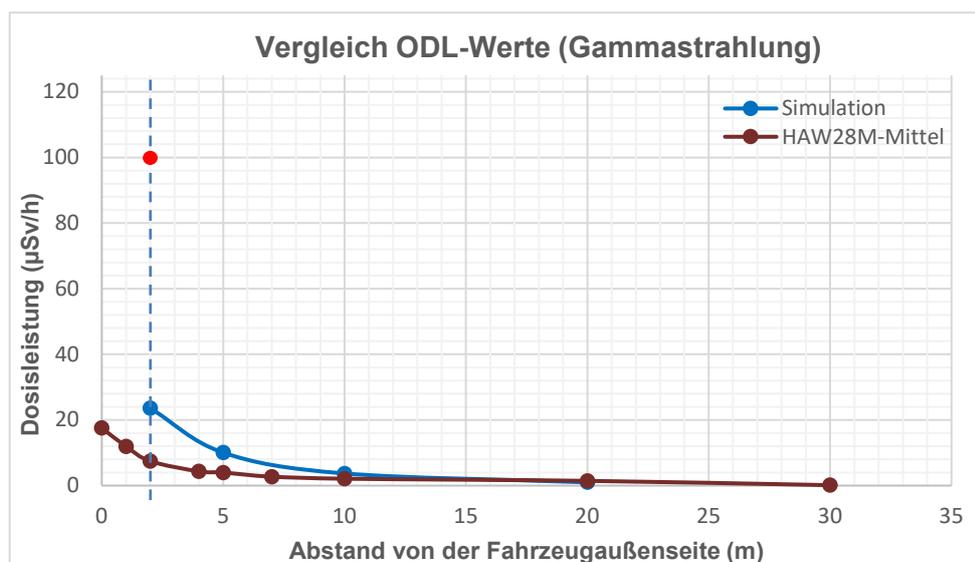


Abb. 3.1 Vergleich der mittleren gemessenen ODL-Werte der HAW28M-Behälter und der simulierten Werte für Gammastrahlung.

In Abbildung Abb. 3.1 sind die gemessenen gemittelten ODL-Werte der transportierten Behälter zusammen mit den in /GRS 20/ simulierten Werten aufgezeichnet. Der rote Punkt markiert den gesetzlichen Grenzwert im Abstand von 2 m. Die entsprechenden Zahlenwerte sind der Tabelle Tab. 3.2 zu entnehmen, wobei nicht für alle Entfernungen Simulationswerte oder Messwerte vorliegen. Deutlich erkennbar ist, dass die Simulation

konservativ ist und die tatsächlichen Messwerte für die ersten 10 m überschätzt. Lediglich bei einem Abstand von 20 m weisen die Messungen einen höheren Wert als die Simulationen auf. Eine Erklärung hierfür kann in den geringen Werten und somit den höheren Messunsicherheiten liegen. In logarithmischer Darstellung ist erkennbar, dass der Messwert etwas über dem Trend liegt und daher möglicherweise etwas zu hoch ausfällt. Der letzte Messwert liegt bei 30 m und die Simulationen sagen sogar bei 50 m einen noch leicht höheren Wert voraus. Das zeigt, dass die Simulationen auch bei höheren Abständen konservativ sind. Sowohl die gemittelten als auch die Simulationswerte liegen deutlich unterhalb des gesetzlichen Grenzwertes der ODL von 0,1 mSv/h in einem Abstand von 2 Metern.

Tab. 3.2 Vergleich der Messwerte der gemittelten gemessenen Dosisleistung mit den in /GRS 20/ durchgeführten Simulationen.

| Abstand vom Fahrzeug am Ort des Maximums [m] | γ -Dosisleistung Simulation [μ Sv/h] | γ -Dosisleistung gemittelte Messwerte [μ Sv/h] |
|--|--|--|
| 0 | - | 17,55 |
| 1 | - | 11,95 |
| 2 | 23,58 | 7,43 |
| 4 | - | 4,35 |
| 5 | 10,06 | 3,97 |
| 7 | - | 2,72 |
| 10 | 3,70 | 2,10 |
| 20 | 1,00 | 1,45 |
| 30 | - | 0,13 |
| 50 | 0,14 | - |
| 100 | 0,03 | - |
| 190 | 0 | - |

3.2 Messwerte

Die folgenden Tabellen Tab. 3.3 bis Tab. 3.8 weisen Messwerte von Dosisleistungsmessungen bei verschiedenen Abständen für alle sechs Castoren auf. Dabei wird zwischen Photonen- und Neutronen-Beiträgen unterschieden.

Tab. 3.3 Dosisleistungsmessung des HAW28M-034

| HAW28M-034 | | γ -Dosisleistung [μ Sv/h] | n-Dosisleistung (ICRP60) [μ Sv/h] | Gesamtdosisleistung [μ Sv/h] |
|---|----|--|---|--------------------------------------|
| Abstand vom Fahrzeug am Ort des Maximums [m] | 0 | 17 | 40 | 57 |
| | 1 | 12 | 25 | 37 |
| | 2 | 9 | 17 | 26 |
| | 4 | 5 | 9 | 14 |
| | 5 | 5 | 7 | 12 |
| | 7 | 3 | 4 | 7 |
| | 10 | 3 | 3 | 6 |
| | 20 | 2 | 1 | 3 |
| | 30 | - | - | - |

Tab. 3.4 Dosisleistungsmessung des HAW28M-027

| HAW28M-027 | | γ -Dosisleistung [μ Sv/h] | n-Dosisleistung (ICRP60) [μ Sv/h] | Gesamtdosisleistung [μ Sv/h] |
|---|----|--|---|--------------------------------------|
| Abstand vom Fahrzeug am Ort des Maximums [m] | 0 | 12 | 21 | 33 |
| | 1 | 9 | 12 | 21 |
| | 2 | 6 | 7 | 13 |
| | 4 | 4 | 5 | 9 |
| | 5 | 4 | 4 | 8 |
| | 7 | 3 | 3 | 6 |
| | 10 | 2 | 2 | 4 |
| | 20 | 2 | 1 | 3 |
| | 30 | - | - | - |

Tab. 3.5 Dosisleistungsmessung des HAW28M-031

| HAW28M-031 | | γ -Dosisleistung [$\mu\text{Sv/h}$] | n-Dosisleistung (ICRP60) [$\mu\text{Sv/h}$] | Gesamtdosisleistung [$\mu\text{Sv/h}$] |
|---|----|---|--|---|
| Abstand vom Fahrzeug am Ort des Maximums [m] | 0 | 14,3 | 45,2 | 59,5 |
| | 1 | 10,7 | 28,3 | 39 |
| | 2 | 6,4 | 17,8 | 24,2 |
| | 4 | 4 | 10,7 | 14,7 |
| | 5 | 3 | 8,3 | 11,3 |
| | 7 | 1,7 | 5,5 | 7,2 |
| | 10 | 1,2 | 2,7 | 3,9 |
| | 20 | 0,4 | 1 | 1,4 |
| | 30 | 0,2 | 0,6 | 0,8 |

Tab. 3.6 Dosisleistungsmessung des HAW28M-026

| HAW28M-026 | | γ -Dosisleistung [$\mu\text{Sv/h}$] | n-Dosisleistung (ICRP60) [$\mu\text{Sv/h}$] | Gesamtdosisleistung [$\mu\text{Sv/h}$] |
|---|----|---|--|---|
| Abstand vom Fahrzeug am Ort des Maximums [m] | 0 | 16 | 40,2 | 56,2 |
| | 1 | 8 | 17,5 | 25,5 |
| | 2 | 6,2 | 13,2 | 19,4 |
| | 4 | 3,1 | 7,4 | 10,5 |
| | 5 | 2,8 | 5,9 | 8,7 |
| | 7 | 2,6 | 3,8 | 6,4 |
| | 10 | 2,4 | 1,8 | 4,2 |
| | 20 | 1,3 | 0,8 | 2,1 |
| | 30 | 0,6 | 0,3 | 0,9 |

Tab. 3.7 Dosisleistungsmessung des HAW28M-035

| HAW28M-035 | | γ -Dosisleistung [$\mu\text{Sv/h}$] | n-Dosisleistung (ICRP60) [$\mu\text{Sv/h}$] | Gesamtdosisleistung [$\mu\text{Sv/h}$] |
|---|----|---|--|---|
| Abstand vom Fahrzeug am Ort des Maximums [m] | 0 | 18 | 28 | 46 |
| | 1 | 12 | 20 | 32 |
| | 2 | 9 | 13 | 22 |
| | 4 | 6 | 7 | 13 |
| | 5 | 6 | 5 | 11 |
| | 7 | 4 | 4 | 8 |
| | 10 | 3 | 2 | 5 |
| | 20 | 3 | 1 | 4 |
| | 30 | - | - | - |

Tab. 3.8 Dosisleistungsmessung des HAW28M-042

| HAW28M-042 | | γ -Dosisleistung [$\mu\text{Sv/h}$] | n-Dosisleistung (ICRP60) [$\mu\text{Sv/h}$] | Gesamtdosisleistung [$\mu\text{Sv/h}$] |
|---|----|---|--|---|
| Abstand vom Fahrzeug am Ort des Maximums [m] | 0 | 28 | 53 | 81 |
| | 1 | 20 | 34 | 54 |
| | 2 | 8 | 13 | 21 |
| | 4 | 4 | 6 | 10 |
| | 5 | 3 | 6 | 9 |
| | 7 | 2 | 3 | 5 |
| | 10 | 1 | 2 | 3 |
| | 20 | 0 | 1 | 1 |
| | 30 | - | - | - |

Die Messwerte der Rückführungskampagne weisen im Vergleich zu den Werten der Rückführung von hochradioaktiven Abfällen aus La Hague, Frankreich, vom November 2011 deutlich niedrigere Werte auf. Damals wurden ebenfalls HAW28M-Behälter für den Transport von Glaskokillen nach Gorleben verwendet. In Abb. 3.2 sind die verfügbaren Daten der Rückführung von 2011 aus Frankreich (runde Markierungen) mit den Werten der Rückführung von 2020 aus UK (quadratische Markierungen) gemeinsam dargestellt. Ebenfalls eingezeichnet ist der Dosisleistungsgrenzwert in 2 m Abstand vom Fahrzeug. Die Graphik zeigt nicht nur, dass sämtliche Behälter diesen gesetzlichen Grenzwert einhalten, sondern auch, dass sich die Gruppe von Behältern aus der Rückführung aus UK noch einmal deutlich von den Werten aus Frankreich von 2011 zu niedrigeren Werten absetzt.

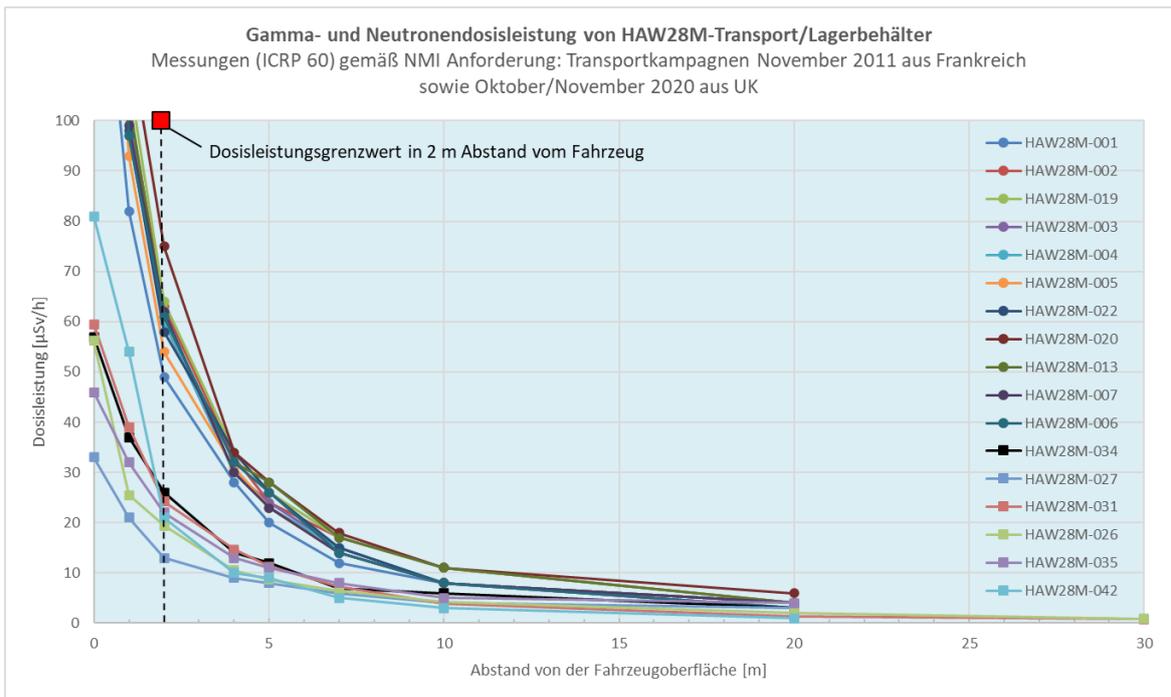


Abb. 3.2 Gamma- und Neutronendosisleistung der HAW28M bei zwei Transportkampagnen

3.3 Fazit

Die Gegenüberstellung der beim Transport gemessenen Dosisleistungen und den im Bericht /GRS 20/ simulierten Werten zeigen, dass nicht nur die gesetzlichen Grenzwerte eingehalten wurden, sondern auch, dass die durchgeführten Simulationen unter der Annahme von abdeckenden Nuklidvektoren ebenfalls ausreichend konservativ waren, um die Realität nachzubilden. Trotz Anpassungen in den Annahmen, insbesondere der Aufenthaltsdauer, waren die Simulationen abdeckend und selbst bei längeren Aufenthaltsdauern sind die Grenzwerte für die Bevölkerung eingehalten.

4 Rückführung aus La Hague in Frankreich

Wie eingangs in den Kapiteln 1 und 2 beschrieben, haben sich durch die neuen Verträge zwischen den deutschen Energieversorgerunternehmen und dem Betreiber Orano der französischen Anlage La Hague von 2021 auch diverse Transportmodalitäten verändert. Während die zurückzuführenden Gesamtaktivitäten sowie die Gesamtmasse des Abfalls in Summe gleichbleiben, ist die Verteilung auf verschiedene Gebinde unterschiedlich. So werden anstatt der ursprünglich geplanten 157 Behälter mit mittelschwerem Abfall lediglich 4 Behälter mit verglastem hochradioaktivem Abfall, sowie ca. 30 leere kontaminierte Behälter (End-Used-Casks EUCs) zurückzuführen sein. Dabei soll der hochradioaktive Abfall im Zwischenlager Philippsburg aufbewahrt werden und die EUCs im Transportbehälterlager Ahaus.

4.1 Einfluss der neuen Verträge auf die Transportsicherheit

Die neuen Transportmodalitäten für die Rückführung aus Frankreich stellen für die Aspekte der Transportsicherheit erhebliche Änderungen dar. Während die ursprünglich geplanten 157 Behälter auf bis zu 17 Transporte hätten verteilt werden müssen, ist für die Rückführung der vier Behälter mit hochradioaktivem Abfall lediglich ein Transport notwendig. Durch diese starke Reduktion der Anzahl an Transporten werden die Wahrscheinlichkeiten für Transportunfälle oder Vorkommnisse in Summe gesenkt.

Ein weiterer Aspekt ist, dass das Massenäquivalent durch EUCs erreicht wird. Diese sind aus transportrechtlicher Sicht unterschiedlich zu bewerten, da sie als Typ-A Versandstücke zu handhaben sind. Typ-A Versandstücke weisen eine Sicherheit auf, die im Allgemeinen nicht durch die Verpackung des Versandstücks gewährleistet ist, sondern durch eine Begrenzung der Aktivität. Die zugrundeliegenden Aktivitätslimits sind die A-Werte, siehe /IAEA 18/ und /IAEA 22/. Bei der Berechnung der A-Werte werden Szenarien angewendet, die Dosislimits von 50 mSv für die effektive Dosis sowie 500 mSv für die Hautdosis voraussetzen.

Der GRS liegen maximal zu erwartende nuklidspezifische Aktivitäten in einem EUC zum Einlagerungszeitpunkt vor /JOH 23/, die jedoch vertraulich zu behandeln sind und nicht in diesem Bericht angegeben werden. Dennoch konnte eine Analyse der Daten durchgeführt werden. Da es sich bei der Zusammensetzung der Aktivitäten um verschiedene

Radionuklide handelt, wird die Summenregel nach Gleichung I.23 der SSG-26 (Rev. 1) /IAEA 22/ angewendet. Dabei ist zu zeigen, dass

$$\sum_i \frac{B(i)}{A_1(i)} + \sum_j \frac{C(j)}{A_2(j)} \leq 1 \quad (4.1)$$

Mit

B(i) Aktivität des Radionuklides i in besonderer Form,

A₁(i) ist der A₁-Wert des Radionuklides i,

C(j) Aktivität des Radionuklides j nicht in besonderer Form,

A₂(j) ist der A₂-Wert des Radionuklides j.

Zur Unterscheidung von Materialien in besonderer Form und nicht in besonderer Form definiert die IAEO unterschiedliche A-Werte (A₁- und A₂-Werte). In Absatz I.6 der SSG-26 (Rev. 1) /IAEA 22/ heißt es, dass radioaktives Material in besonderer Form nicht flüchtig ist, selbst wenn es bestimmten Tests unterzogen wird. Der Hintergrund ist in Absatz 603.1 der SSG-26 (Rev. 1) genauer erläutert:

“603.1. The Transport Regulations seek to ensure that a package containing special form radioactive material will not release or disperse its radioactive contents (by leakage from the sealed capsule or by dispersion or leaching of the radioactive material itself) during a severe accident, even though the packaging may be destroyed (see Appendix I). This minimizes the predicted hazards from inhalation or ingestion of, or from contamination by, the radioactive material. For this reason, special form radioactive material is required to be able to survive severe mechanical and thermal tests analogous to the tests applied to Type B(U) packages without undue loss or dispersal of radioactive material at any time during its working life.”

Demnach gelten für radioaktive Materialien, die an sich flüchtig und somit nicht in besonderer Form vorliegen, durch das Versenden innerhalb eines bestimmten Versandstücks die A₂-Werte anstatt der A₁-Werte. Die mechanischen und thermischen Tests, die das Versandstück zu erfüllen haben, decken sich mit den Tests für Typ B(U)-Versandstücke. Somit unterliegen per Definition alle in Typ B(U)-Versandstücken transportierten radioaktiven Stoffe den A₁-Werten, wenn sie als Typ A-Versandstücke befördert werden.

Dieser Hintergrund ist entscheidend für die Rückführungskampagnen der EUCs. Eine Analyse der abdeckenden Aktivitäten der Behälter zeigt, dass die Summenregel aus

Gleichung 4.1 erfüllt ist, wenn alle Radionuklide in besonderer Form (A_1 -Werte) vorliegen. Würden die Radionuklide nicht in besonderer Form (A_2 -Werte) vorliegen, wäre die Summenregel jedoch nicht erfüllt. Dies bedeutet, dass die EUCs prinzipiell als Typ A-Versandstücke transportiert werden können, wodurch sich die Anforderungen an den Transport im Vergleich zu Typ B-Versandstücken stark verringern. Um jedoch die Bedingungen zu erfüllen, als Typ A-Versandstück behandelt zu werden, müssen die Eigenschaften der Behälter ein Typ-B Behälter zu sein, erfüllt bleiben. In erster Linie bezieht sich diese Argumentation auf die Dichtheit der Behälter.

4.2 Anforderungen an die Behälter-Dichtheit

Die Transportvorschriften der IAEO fordern in den Anforderungen an Behälter in Abschnitt 614.1 der SSG-26 (Rev. 1) /IAEA 22/ die Berücksichtigung der Verträglichkeit verschiedener Behältermaterialien mit der Beladung sowie die Berücksichtigung von Alterungseffekten wie z. B. Korrosion oder die Auflösung von Elastomeren, etc.

„614.1. Consideration of the chemical compatibility of the radioactive contents with packaging materials and between different materials of the components of the packagings should take into account such effects as corrosion, embrittlement, accelerated ageing and dissolution of elastomers and elastics, contamination with dissolved material, initiation of polymerization, gases produced by pyrolysis and alterations of a chemical nature.”

Abschnitt 659.25 der SSG-26 (Rev. 1) /IAEA 22/ geht bezüglich der Dichtheit von Behältern weiter auf Elastomer-Dichtungen ein und benennt die Durchlässigkeit von Gasen und Dämpfen die zu erhöhten Leckraten führen können:

“659.25. If the package has elastomeric seals, permeation of gases or vapours may cause relatively high leakage rates. Permeation is the passage of a liquid or gas through a solid barrier (which has no direct leakage paths) by an absorption–diffusion process. Where the radioactive material is gaseous (e.g. fission gas), the rate of permeation leakage is determined by the partial pressure of the gas and not by the pressure in the containment system. The tendency of elastomeric materials to absorb gases should also be taken into account.”

Weiterhin werden die Anforderungen an Leckraten in der SSR-6 /IAEA 18/ beispielsweise in Abschnitt 659 definiert. Hier heißt es in 659 (a), dass ein Versandstück so beschaffen sein soll, dass auch bei Durchführung der Tests die Freisetzung von radioaktivem Material kleiner als $10^{-6} A_2$ pro Stunde sein sollte.

Die genaue Umsetzung dieser Anforderungen ist nicht im Detail empfohlen. Eine wirksame Barriere ist das Doppeldeckeldichtsystem bei dem zwei unabhängige Deckel die Dichtheit gewährleisten. Dabei sind sowohl metallische Dichtungen als auch Elastomer-Dichtungen gängig. Empfehlungen sprechen sich in Deutschland für metallische Dichtungen aus, siehe beispielsweise die Empfehlung der Entsorgungskommission „Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern (Revidierte Fassung vom 10. Juni 2013)“ /ESK 13/.

4.3 Zwischenlagerung und Weiterverarbeitung der EUCs

Die in Abschnitt 4.2 diskutierten Anforderungen an die Dichtheit von Typ B-Behältern können prinzipiell sowohl durch metallische als auch durch Elastomer-Dichtungen erfüllt sein. Jedoch stellt sich die Frage nach der Genehmigungsdauer für die Zwischenlagerung im Zwischenlager Ahaus.

Die Alterung und Lebensdauervorhersage von Elastomer-Dichtungen ist Bestandteil aktueller Forschung und kann in diesem Bericht nicht im Detail dargestellt werden. Generell zeigt sich, dass einerseits unterschiedliche Materialien deutlich unterschiedliche Langzeiteffekte aufweisen. Andererseits sind die Lebensdauern stark von der Beanspruchung abhängig, z. B. der Temperatur /KÖM 17/, /KÖM 20/.

Je nach genauer Beschaffenheit der Dichtung und Beanspruchung während der Zwischenlagerung kann die Dichtheit für einige Jahre gewährleistet sein. Ob teilweise angestrebte 40 Jahre für eine Zwischenlagerung gewährleistet sein kann, ist jedoch fraglich und in diesem Fall voraussichtlich nicht notwendig. Daher ist die genaue Beschaffenheit der rückzuführenden Behälter ein wesentlicher Aspekt für die Weiterbehandlung in Deutschland im Anschluss an die Transportkampagnen.

Prinzipiell ist eine langfristige Zwischenlagerung in Ahaus nicht notwendig, da die Weiterverarbeitung in Einrichtungen zur Behandlung von radioaktiven Abfällen angestrebt

werden kann. Hier können Dekontaminationen durchgeführt werden mit anschließender Zerlegung der Behälter. Je nach Material kann weiter eine Kompaktierung durchgeführt oder Teile eingeschmolzen werden, etc. So können Anteile des Behälters recycelt werden und andere in Containern oder Fässern als schwach oder mittelradioaktiver Abfall endgelagert werden. Somit würden keine Kapazitäten in Zwischenlagern verbraucht werden und die Frage nach der Dauer der Zwischenlagerung aufgrund der Elastomer-Dichtungen würde sich entschärfen. Im Idealfall sollte die Transportfähigkeit der Behälter ohne Austausch der Elastomer-Dichtungen vor einem zweiten Transport zu einem Verwerter möglich sein. In diesem Fall gibt die Dichtheit der verwendeten Elastomer-Dichtungen ein Zeitfenster vor, in dem sowohl der Transport von La Hague nach Deutschland als auch die Zwischenlagerung, sowie ein zweiter Transport von Ahaus zu einem Verwerter möglich ist, ohne die Dichtungen zu tauschen. Prinzipiell existieren in Deutschland aus dem Rückbau von Kernkraftwerken ausgeprägte Kompetenzen. Dennoch ist die Behandlung von EUCs keine verbreitete Thematik.

Eine Literaturrecherche hat ergeben, dass es zwar Ansätze zur Behandlung von EUCs gibt, siehe /BLA 08/, doch es konnten keine Hinweise auf umfangreiche systematische Anwendungen gefunden werden. Das Zerlegen oder Einschmelzen von derartigen Behältern scheint demnach nicht gängige Praxis zu sein. Abgleiche von den Größen und Massen, mit denen mögliche Firmen umgehen, weisen deutliche geringere Werte auf, als die Behälter mit sich bringen. Daher wird davon ausgegangen, dass die Firmen nicht für ein derartiges Volumen ausgelegt sind. Prinzipiell ist die Technik jedoch vorhanden, die Materialien der Behälter zu verarbeiten. Die Infrastruktur, wie z. B. Lagerkapazitäten und Verarbeitungshallen, müssten jedoch möglicherweise erst geschaffen werden. Auch hierfür ist die genaue Beschaffenheit der möglichen EUCs ausschlaggebend.

Als Hintergrund wird in /BLA 08/ beispielsweise der hohe Kostenaspekt genannt, der die verbreitete Vorgehensweise erklärt, anstatt Recycling eher die Einlagerung zu bevorzugen. Der finanzielle Aufwand wird in /IAEA 99/ als 50 % der Produktionskosten eines Behälters beziffert. In Anhang IV des IAEA Dokuments IAEA-TECDOC-1081 von 1999 /IAEA 99/ wird im Detail von den Erfahrungen einer Zerlegung eines TN1300-Behälters aus dem Jahr 1990 an der Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe (WAK) berichtet.

Der TN1300-Behälter hat einen Durchmesser von 2.425 mm und eine Länge von 5.967 mm. Das Transportgewicht liegt beladen bei 121.000 kg, wobei der Behälter mit 12 DWR- oder 33 SWR-Brennelementen mit einer Masse von ca. 10.000 kg beladen werden kann.

Nach /IAEA 99/ wurden folgende Schritte zur Dekontamination und Stilllegung durchgeführt:

- Entfernung des Neutronenmoderators und Abdeckplatten
- Öffnung des Primärdeckels
 - Messwerte innerhalb des Behälters: 4 mSv/h
 - Innenfläche des Primärdeckels: 3 mSv/h
 - Innenfläche des Primärdeckels nach Dekontamination: 0.15 mSv/h
- Entfernen des Aluminium-Tragekorbes
 - Messwerte am Tragekorb: 4 – 20 mSv/h
 - Dekontaminationsmaßnahmen waren nicht erfolgreich
 - Daher wurde der gesamte Tragekorb verschrottet und kompaktiert
- Zerlegung und Dekontamination des Behälters
 - Zerschneidung des Behälterkörpers in Segmente
 - Dekontamination jedes Segments
 - Hohe Kontamination der Plastikabdeckungen in den heißen Zellen der Anlage
 - Messwerte bis zu 80 mSv/h
 - Entsorgung der Plastikplanen in eigenen Fässern
 - Verschrottung und Kompaktierung jedes Segments
 - 16 Fässer mit 200 l Fassungsvermögen wurden mit radioaktiven Abfällen befüllt
 - Die Fässer wurden in ein Typ III Behälter für das Endlager Konrad verpackt
 - Masse des Containers: 7.310 kg
 - 100 Tonnen Stahl und Gusseisen wurden dekontaminiert und eingeschmolzen, um sie für den Bau neuer Behälter zu verwenden
- Die Dauer des gesamten Prozesses betrug ca. 3 Monate

Obwohl die Zerlegung über 30 Jahre zurückliegt, war die Prozedur erfolgreich. Mit den technischen Weiterentwicklungen und Erfahrungen aus dem Rückbau von Kernkraftwerken aus den letzten Jahren ist davon auszugehen, dass die technische Machbarkeit weiterhin gegeben ist. Im Detail wäre jedoch zu klären, inwiefern die Infrastruktur für die Anzahl an Behältern vorhanden ist.

4.4 Design rückzuführender EUCs

Der Betreiber der Anlage La Hague, Orano, stellte in einem Dokument vom Juni 2020 /ORA 20/ mögliche EUCs Designs in Aussicht. Darin wurden sechs verschiedene Typen genannt: TN12/1, TN12/2, TN13/1, TN13/2, TN17/2, LK100M, DV75.

Aus einer technischen Notiz der GNS /JOH 23/ vom 16.05.2023 geht hervor, dass sich im Verlauf der Abwicklung die ausgewählten Behälter auf vier Behältertypen reduziert haben: TN12/1, TN12/2, TN13/1, LK100M. Daher befasst sich dieser Bericht mit den Designs dieser vier Behältertypen. Abmessungen und Gewichte dieser vier Behältertypen sind in Tab. 4.1 aufgelistet /ORA 20/.

Tab. 4.1 Abmessungen und Gewichte der Behältertypen /ORA 20/

| Behältertyp | TN12/1 | TN13/1 | TN12/2 | LK100M |
|---------------------------|---------|---------|---------|---------|
| Länge (mm) | 5.900 | 6.370 | 6.150 | 6.800 |
| Außendurchmesser (mm) | 2.530 | 2.530 | 2.530 | 2.500 |
| Maximale Bruttomasse (kg) | 101.100 | 107.100 | 111.000 | 100.000 |

4.4.1 Die TN12-Bauartgruppe

In den 1970er Jahren wurde von dem Unternehmen Transnucléaire in Paris, Frankreich, eine Bauartgruppe für abgebrannte Brennelemente von Leichtwasserreaktoren entworfen, die auch „TN12 family casks“ genannt wurde /ROL 89/. Unter diesem Überbegriff wurden verschiedene Anpassungen des Grund-Designs angefertigt: TN12, TN13, sowie TN17.

Laut G. Sert /SER 83/ ging das TN12-Basismodell Anfang der 1980er Jahre in den Betrieb und konnte 12 PWR (Druckwasserreaktor) bzw. 32 BWR (Siedewasserreaktor) Standard-Brennelemente aufnehmen. Dabei war das Design für 900 MW(e)-Reaktoren ausgelegt. Laut dem IAEA Dokument IAEA-TECDOC-1081 /IAEA 99/ sind die Designs des TN12 und des TN13 bis auf die Länge identisch. Das TN13 Modell ist lediglich für längere Brennelemente von 1300 MW(e)- bzw. 1450 MW(e)-Reaktoren ausgelegt. Das Modell TN17 konnte mit 7 PWR oder 17 BWR Standard-Brennelementen beladen werden und trägt somit den selben Typ an Brennelementen wie das TN12-Modell, ist jedoch kompakter gebaut, um kompatibel mit Reaktor-Kränen zu sein, die auf 800 kN limitiert sind /SER 83/.

Für die TN12 und TN13 Behälter gibt es zwei Generationen. Die erste Generation wird mit TN12/1 und TN13/1 betitelt und die zweite Generation mit TN12/2 sowie TN13/2. Der Unterschied liegt im Wesentlichen im Deckelsystem. Während die erste Generation einen einzelnen kompakten Deckel mit einer Elastomer-Dichtung ausweist, besteht die zweite Generation aus einem dreiteiligen Dichtsystem. Das erste Teil ist ein abschirmender Deckel, das zweite ein Ringflansch, um den Deckel am Körper zu fixieren und das dritte ein abschließender Deckel, der auch die Fixierbolzen und andere kleine Bauteile schützt. Auch wenn es aus der Publikation /SER 83/ nicht explizit hervorgeht, ist davon auszugehen, dass beide Generationen Elastomer-Dichtungen für das Deckel-System verwenden.

Exemplarisch für die TN12-Bauartgruppe ist in Abb. 4.1 eine Explosionszeichnung dargestellt, entnommen von /THI 19/. In Tab. 4.2 sind die typischen Werkstoffe der TN12-Behälter aufgeführt.

Tab. 4.2 Typische Zusammensetzung der TN12-Behälter /ORA 20/

| Material | Massenanteil in % |
|-----------|-------------------|
| Gusseisen | 66% |
| Edelstahl | 1% |
| Blei | ~0% |
| Kupfer | 10% |
| Harze | 13% |
| Holz | 3% |
| Silikon | ~0% |
| Aluminium | 7% |

Produktionsbedingt können laut /ORA 20/ außerdem folgende Materialien auftreten:

- Schweißmittel
- Viton oder EPDM (Dichtungen)
- Silikongummi (Beschichtung)
- Bismut oder Zinn-Blei Legierung (Sicherungen)
- Farbe (Deckel)
- Bronze
- Bor

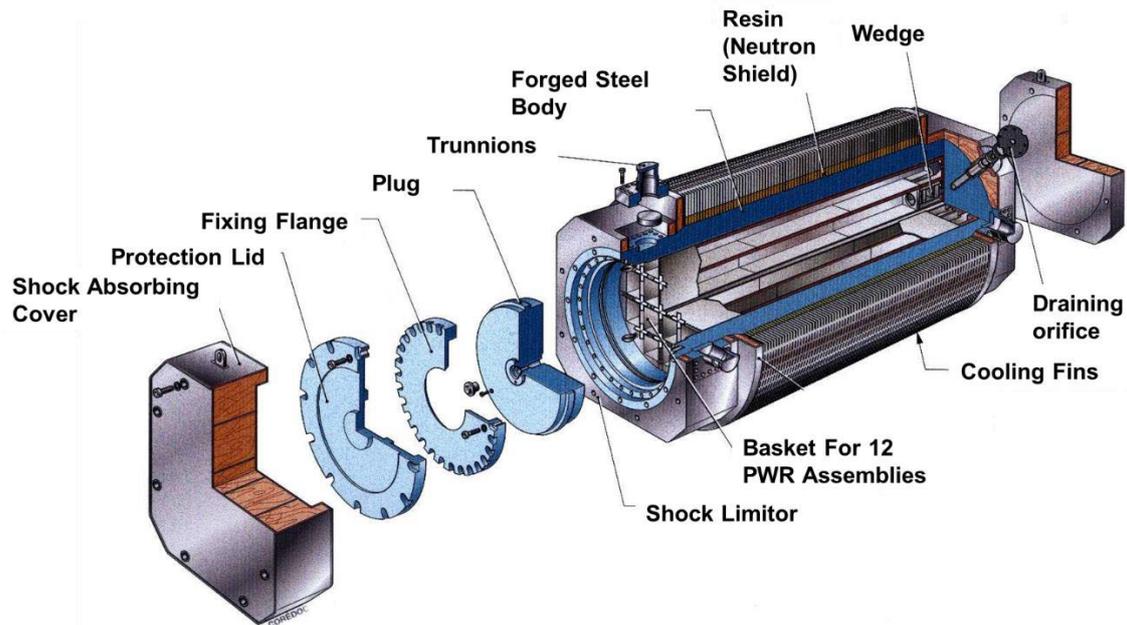


Abb. 4.1 Explosionszeichnung eines TN12/2 Behälters von /THI 19/

4.4.2 Behältertyp LK100M

Die Literaturrecherche zum Behältertyp LK100M hat sich als schwierig erwiesen. In öffentlich zugänglichen Dokumenten findet sich lediglich in den IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-3.5 mit dem Titel „Costing of Spent Nuclear Fuel Storage“ /IAEA 09/ ein Eintrag zu dieser Art Behälter. Diese Behälter wurden ebenfalls für Leichtwasserreaktoren eingesetzt und als Eigentümer wird eine Firma namens „Lehrer“ angegeben. Die Behälter haben laut /IAEA 09/ eine Kapazität von 12 bzw. 24 PWR-Brennelementen, die nicht weiter spezifiziert sind.

In einer Technischen Notiz der GNS /JOH 23/ befinden sich noch weitere Angaben zu dem Behälter. Insbesondere wird hier beschrieben, dass die Bauarten TN12/2 und LK100 mit zwei Deckeln verschlossen sind, die jeweils mit zwei Elastomerdichtungen (typischerweise aus FKM oder EPDM) versehen sind. Neben einer Fotografie, siehe Abb. 4.2, ist im selben Dokument /JOH 23/ eine schematische Zeichnung abgebildet, siehe Abb. 4.3.



Abb. 4.2 Fotografie eines LK100-Behälters, entnommen von /JOH 23/

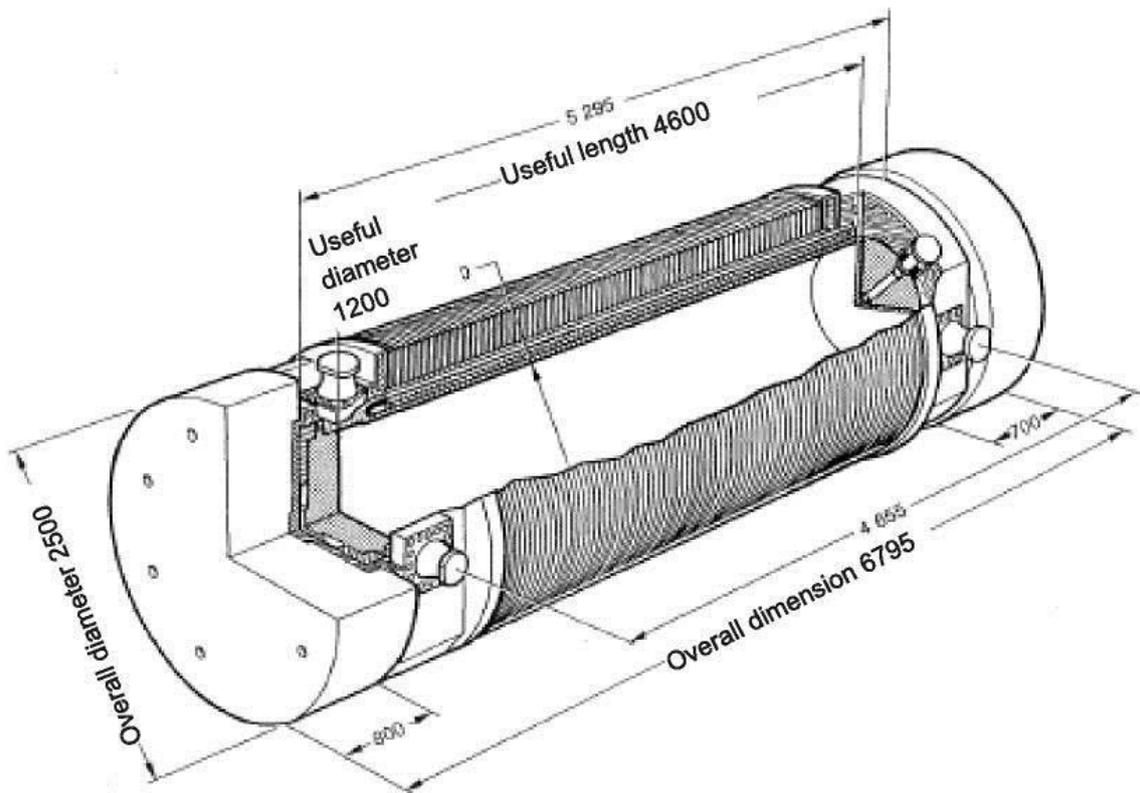


Abb. 4.3 Schematische Zeichnung eines LK100-Behälters, entnommen von /JOH 23/

5 Zusammenfassung und Ausblick

Im Rahmen dieser Studie wurden Analysen zur Rückführung der zu erwartenden Abfallströme aus der Wiederaufarbeitung durchgeführt. Dabei war das Ziel, sowohl den 2020 durchgeführten Transport von Sellafield (UK) zu betrachten, als auch die neuen vertraglichen Änderungen von 2021 für die Rückführungen aus La Hague (Frankreich) zu bewerten.

Bezüglich der Rückführung von Sellafield im Oktober/November 2020 konnten die im Vorgängervorhaben getroffenen Annahmen anhand der Daten des tatsächlichen Transports gespiegelt werden. Bei den Annahmen für die Simulationen der Dosisleistungen wurde angeregt, die Aufenthaltsdauer von damals angenommenen 24 Stunden auf 48 Stunden zu erhöhen, da die tatsächliche Dauer des Umschlags etwa 37 Stunden betrug. Dennoch zeigen die Messwerte der Dosisleistungen aller 6 Castoren deutliche Unterschreitungen der gesetzlichen Vorgaben. Auch die Simulationen, die auf abdeckenden konservativen Nuklidvektoren beruhen, zeigen ausreichend abdeckende Werte im Vergleich zu den gemessenen Daten. Es konnte somit gezeigt werden, dass die Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung für die Bevölkerung in allen relevanten Situationen eingehalten werden konnten und für die anstehenden Transporte ebenfalls eingehalten werden können.

Für die Rückführungen von La Hague nach Deutschland wurden 2021 die vertraglichen Bedingungen geändert. Während die zurückzuführenden Gesamtaktivitäten sowie die Gesamtmasse des Abfalls in Summe gleichbleiben, ist eine neue Verteilung auf verschiedene Gebinde beschlossen worden. So werden anstatt der ursprünglich geplanten 157 Behälter mit mittelschwerem Abfall lediglich 4 Behälter mit verglastem hochradioaktivem Abfall, sowie ca. 30 leere kontaminierte Behälter (End-Used-Casks EUCs) zurückzuführen sein. Dabei soll der hochradioaktive Abfall im Zwischenlager Philippsburg aufbewahrt werden und die EUCs im Transportbehälterlager Ahaus.

Aus Sicht der Transportsicherheit bedeutet dies, dass weniger Transporte stattfinden müssen, und somit sinkt die Gesamtwahrscheinlichkeit für einen Unfall oder für besondere Vorkommnisse. Ein wesentlicher Aspekt lag in der Begutachtung der EUCs. Verschiedene mögliche Behälter wurden betrachtet und verglichen. Dabei zeigte sich, dass die TN12/1, TN12/2 sowie TN13/1 Behälter einer Bauartgruppe zugehörig sind und sich somit stark ähneln. Daher wäre für ein mögliches Konzept zur Weiterverarbeitung im Prinzip für diese drei Behältertypen nahezu identisch. Ein weiterer möglicher Behälter ist

der LK100M, der in der öffentlich zugänglichen Literatur keine ausgeprägte Erwähnung findet. Dennoch zeigt sich eine Gemeinsamkeit mit den TN-Behältern. Alle weisen Elastomer-Dichtungen auf, deren Lebensdauer im Vergleich zu metallischen Dichtungen eingeschränkt ist. Die Genehmigung für die Aufbewahrung im Zwischenlager Ahaus könnte daher eine entsprechende Einschränkung aufweisen.

Eine Alternative zur Zwischenlagerung ist die Zerlegung des Behälters. Eine Literaturrecherche zeigte, dass dies nicht gängige Praxis zu sein scheint, da insbesondere der Kostenaspekt dominant sein könnte. Jedoch wurde eine Zerlegung eines TN1300-Behälters an der WAK aus dem Jahre 1990 diskutiert, die prinzipiell die technische Machbarkeit aufzeigt. Inwiefern Wiederaufarbeitungsanlagen die Infrastruktur für die hohe Anzahl an Behältern zukünftig aufbauen könnten, bzw. welche Möglichkeiten aktuell bestehen, ist eine Fragestellung, die in den nächsten Jahren von Bedeutung sein könnte.

Literaturverzeichnis

- /BLA 08/ Blachet, L., Bimet, F., Rennesson, N.: TN International and its Operational Feedback Regarding the Decommissioning of Obsolete Casks Dedicated to the Transport and/or storage of Nuclear Raw Materials, Fuel and Used Fuel, Waste Management Symposium. Phoenix, Arizona, USA, 2008.
- /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.
- /ESK 13/ ESK: ESK-Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern, Revidierte Fassung vom 10.06.2013. 10. Juni 2013.
- /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.
- /GRS 20/ Eberhardt, H., Endres, J., Schneider, S.: Weiterentwicklung von Modellen zur Bewertung der Sicherheit bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, Abschlussbericht zum Vorhaben 4717E03370, AP 6: Untersuchungen zur Rückführung radioaktiver WA-Abfälle. Hrsg.: GRS gGmbH: Köln, September 2020.
- /IAEA 99/ IAEA: Spent Fuel Storage and Transport Cask Decontamination and Modification. IAEA-TECDOC-1081: Vienna, 1999.
- /IAEA 09/ IAEA: Costing of Spent Fuel Storage, IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-3.5. 2009.
- /IAEA 18/ IAEA: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Specific Safety Requirements No. SSR-6 (Rev. 1). 2018.

- /IAEA 22/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2018 Edition). Safety Standards Series, SSG-26 (Rev.1): Wien, Österreich, 2022.
- /JOH 23/ Johnston, A.: Antragspezifikation für „End Used Casks“ zur Aufbewahrung im Brennelemente-Zwischenlager Ahaus, Technische Notiz. Hrsg.: GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH, GNS T 01345/2023 (Rev. 0), 16. Mai 2023.
- /KÖM 17/ Kömmling, A.: Alterung und Lebensdauervorhersage von O-Ring-Dichtungen, Dissertation. Hrsg.: Technischen Universität Berlin, 2017.
- /KÖM 20/ Kömmling, A., Jaunich, M., Goral, M., Wolff, D.: Insights for lifetime predictions of O-ring seals from five-year long-term aging tests. Polymer Degradation and Stability, Bd. 179, S. 109278, DOI 10.1016/j.polymdegradstab.2020.109278, 2020.
- /ORA 20/ Orano: Basic Data Regarding Casks and Baskets Available for the Metall Project. DRAFT, 10. Juni 2020.
- /ROL 89/ Roland, V., Blum, P., Meyer, P. (Hrsg.): A new basket for transport/storage casks, The 9th international symposium on the packaging and transportation of radioactive materials. Proceedings: Volume 1. PATRAM1989, Washington DC, USA, 1989.
- /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.

- /SER 83/ Sert, G. (Hrsg.): A Family of Casks for Transport of LWR Spent Fuel, Seventh International Symposium on Packaging and Transportation of Radioactive Materials. PATRAM1983, New Orleans, Louisiana, USA, 1983.
- /THI 19/ Thibaud, F., Descamps, F. (Hrsg.): Radiation Protection Studies Regarding the Transportability of Secondary Source Assemblies with a TN13/2 Shipping Cask, Proceedings of the 19th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials. PATRAM2019, New Orleans, LA, USA, 2019.

Abbildungsverzeichnis

| | | |
|----------|--|----|
| Abb. 3.1 | Vergleich der mittleren gemessenen ODL-Werte der HAW28M-Behälter und der simulierten Werte für Gammastrahlung..... | 8 |
| Abb. 3.2 | Gamma- und Neutronendosisleistung der HAW28M bei zwei Transportkampagnen..... | 13 |
| Abb. 4.1 | Explosionszeichnung eines TN12/2 Behälters von /THI 19/ | 23 |
| Abb. 4.2 | Fotografie eines LK100-Behälters, entnommen von /JOH 23/..... | 24 |
| Abb. 4.3 | Schematische Zeichnung eines LK100-Behälters, entnommen von /JOH 23/ | 24 |

Tabellenverzeichnis

| | | |
|----------|--|----|
| Tab. 3.1 | Definition der Belastungsklassen (BK) in Abhängigkeit der Aufprallgeschwindigkeit und der Branddauer | 6 |
| Tab. 3.2 | Vergleich der Messwerte der gemittelten gemessenen Dosisleistung mit den in /GRS 20/ durchgeführten Simulationen. | 9 |
| Tab. 3.3 | Dosisleistungsmessung des HAW28M-034 | 10 |
| Tab. 3.4 | Dosisleistungsmessung des HAW28M-027 | 10 |
| Tab. 3.5 | Dosisleistungsmessung des HAW28M-031 | 11 |
| Tab. 3.6 | Dosisleistungsmessung des HAW28M-026 | 11 |
| Tab. 3.7 | Dosisleistungsmessung des HAW28M-035 | 12 |
| Tab. 3.8 | Dosisleistungsmessung des HAW28M-042 | 12 |
| Tab. 4.1 | Abmessungen und Gewichte der Behältertypen /ORA 20/ | 21 |
| Tab. 4.2 | Typische Zusammensetzung der TN12-Behälter /ORA 20/ | 22 |

**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