

**Einfluss von
Abbaustrategie,
Abbauverfahren und
Messtechnik
beim Abbau von
Nuklearanlagen auf die
Abfallmengen aus der
Freigabe**

Einfluss von Abbaustrategie, Abbauverfahren und Messtechnik beim Abbau von Nuklearanlagen auf die Abfallmengen aus der Freigabe

Maria-Teresa Hussels
Andreas Artmann
André Filby
Lutz Küchler
Henrich Meyering
Ilka Petermann

Oktober 2025

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Eigenforschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Klimaschutz, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMUKN) unter dem Förderkennzeichen 4722S72520 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 BMUKN übereinstimmen.

Deskriptoren

Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung, Forschungsreaktoren, Freigabe, Stilllegung

Kurzfassung

Aufgrund der Vielzahl von aktuell durchgeführten und anstehenden Stilllegungsvorhaben kerntechnischer Anlagen steht Deutschland derzeit vor großen Herausforderungen bei der Bewältigung der hierbei anfallenden Massen von Reststoffen. Dabei ist die Freigabe ein wichtiger Pfeiler zu Bewältigung der anfallenden Reststoffmassen. Die Identifikation und möglichst Quantifizierung von wesentlichen Einflussfaktoren auf den freizugebenden Massestrom bei der Stilllegung von kerntechnischen Einrichtungen ist essenziell, um diesen Pfad optimal zu nutzen.

Im Rahmen des in diesem Bericht dargestellten Eigenforschungsvorhabens 4722S72520 wurde der Einfluss von Abbaustrategie, Abbauverfahren und Messtechnik auf die Reststoffmengen aus der Freigabe ermittelt und – wenn möglich – quantitativ dargestellt. Während im Eigenforschungsvorhaben 4719E03510 die Einflussfaktoren in Bezug auf Leistungsreaktoren und zusätzlich vergleichend einem Forschungsreaktor analysiert wurden, lag der Fokus im vorliegenden Eigenforschungsvorhaben auf der Analyse der Einflussfaktoren in Bezug auf Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung sowie (weiteren) Forschungsreaktoren. Ein wichtiger Baustein dieser Untersuchung war auch die Einbeziehung der Erfahrungen und Vorgehensweisen im Ausland. Dabei wurden insbesondere die folgenden möglichen Einflussfaktoren und ihre Wechselwirkungen untereinander betrachtet: die grundlegende Abbaustrategie, Logistikkonzepte, Abbauverfahren (Zerlege- und Dekontaminationstechniken) sowie die eingesetzten Messverfahren und Messtechnik.

Im Forschungsvorhaben wurden zunächst geeignete Anlagen in Deutschland und im europäischen Ausland recherchiert und beschrieben. Für die Datenakquise zur Untersuchung der Einflüsse auf den Massestrom der Freigabe wurde ein Fragenkatalog als Diskussionsgrundlage entwickelt und die Betreiber ausgewählter Anlagen kontaktiert. Eine Zusammenarbeit mit insgesamt vier Betreibern und unterstützend einem Ingenieurbüro zur Beantwortung des Fragenkatalogs sowie zur Bewertung des Einflusses verschiedener Faktoren auf den Massestrom der Freigabe fand im Forschungsvorhaben statt.

Aus den so gesammelten detaillierten Informationen zu Abbaustrategien, -techniken und Messverfahren wurden die maßgeblichen Einflussfaktoren auf den Massestrom der Freigabe für die betrachteten Anlagen herausgearbeitet. Aus den Gemeinsamkeiten und Unterschieden in den jeweiligen Vorgehensweisen der verschiedenen kerntechnischen Anlagen wurden standortabhängige und standortunabhängige Einflussgrößen und Para-

meter herausgearbeitet, welche einen Einfluss auf den Massestrom der freigegebenen Massen haben (können). Als Quantifizierungsansatz wurden Masse-Zeit-Diagramme der freigegebenen Massen erstellt und etwaige prägnante Merkmale der Kurvenverläufe herausgearbeitet und diskutiert. Abschließend erfolgte ein Vergleich der Ergebnisse zwischen verschiedenen Anlagentypen, insbesondere zwischen den hier untersuchten Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung und Forschungsreaktoren sowie ergänzend mit den Ergebnissen aus dem Eigenforschungsvorhaben 4719E03510 bezüglich Leistungsreaktoren.

Abstract

Due to the large number of nuclear facilities currently being decommissioned or scheduled for decommissioning, Germany is currently facing major challenges in dealing with the resulting masses of residual materials. Clearance from regulatory control is an important pillar in managing the resulting masses of residual materials. The identification and, as far as possible, quantification of key factors influencing the clearance mass flow during the decommissioning of nuclear facilities is essential to make optimum use of this path.

As part of the research project 4722S72520 described in this report, the influence of dismantling strategy, dismantling methods and measurement technology on the cleared material quantities was determined and, where possible, quantified. While research project 4719E03510 analysed the influencing factors in relation to power reactors and, in addition, made a comparative analysis of a research reactor, the focus of the present project was on analysing the influencing factors in relation to nuclear fuel cycle facilities and (other) research reactors. An important component of this investigation was the inclusion of experience and procedures from other countries. In particular, the following potential influencing factors and their interactions were considered: the basic dismantling strategy, logistics concepts, dismantling procedures (disassembly and decontamination techniques) and the measurement methods and technology used.

The research project began by identifying and describing suitable facilities in Germany and other European countries. A questionnaire was developed as a basis for discussion and the operators of selected facilities were contacted in order to collect data for investigating the influences on the mass flow of clearance. The research project involved collaboration with a total of four operators and the support of an engineering company to answer the questionnaire and evaluate the influence of various factors on the clearance mass flow.

From the detailed information on dismantling strategies, techniques and measurement methods collected in this way, the relevant influencing factors on the clearance mass flow for the facilities under consideration were identified. Based on the similarities and differences in the respective procedures of the various nuclear facilities, location-dependent and location-independent influencing factors and parameters were identified which (can) have an influence on the mass flow of the cleared material. As a quantification approach, mass-time diagrams of the released masses were created, and any

significant characteristics of the curve profiles were identified and discussed. Finally, the results were compared between different types of facilities, in particular between the nuclear fuel cycle facilities and research reactors examined here, and supplemented with the results from research project 4719E03510 on power reactors.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	III
1	Einleitung und Zielstellung	1
1.1	Zielstellung und Arbeitsprogramm	2
1.2	Stand von Wissenschaft und Technik	3
2	Auswahl kerntechnischer Anlagen und Prüfung der Datenlage (Arbeitspaket 1).....	11
2.1	Kerntechnische Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung und Forschungsreaktoren in Stilllegung	11
2.1.1	Datenbanken zu Forschungsreaktoren und Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung.....	11
2.1.2	Zusammenstellung geeigneter kerntechnischer Anlagen der Ver- und Entsorgung sowie Forschungsreaktoren in Deutschland und im europäischen Ausland	13
2.2	Erstellung des angepassten Fragenkatalogs	29
2.3	Auswahl der Anlagen.....	36
3	Erfassung der Vorgehensweise bei der Stilllegung im Falle der ausgewählten Anlagen (Arbeitspaket 2)	39
3.1	Anlage 1: Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK).....	39
3.1.1	Randbedingungen für die Freigabe in Baden-Württemberg	39
3.1.2	Antworten auf den Fragenkatalog aus den Besprechungen und den Unterlagen.....	40
3.2	Anlage 2: Anlagenkomplex Sellafield, Vereinigtes Königreich.....	41
3.2.1	Randbedingungen für die Freigabe im Vereinigten Königreich	41
3.2.2	Antworten auf den Fragenkatalog	43
3.3	Anlage 3: Kernanlagen am Paul Scherrer Institut (PSI), Schweiz	44
3.3.1	Randbedingungen für die Freigabe in der Schweiz.....	44

3.3.2	Antworten auf den Fragenkatalog	52
4	Identifikation und Quantifizierung von Einflussfaktoren auf die Freigabe (Arbeitspaket 3).....	55
4.1	Gegenüberstellung der Strategien	55
4.1.1	Vorgehensweisen und Strategien	55
4.1.2	Forschungsreaktoren	60
4.1.3	Anlagen der Ver- und Entsorgung.....	62
4.2	Identifikation und Klassifikation von Einflussgrößen.....	66
4.2.1	Identifizierte maßgebliche standortunabhängige Einflussgrößen	66
4.2.2	Identifizierte variable standortabhängige Einflussgrößen	70
4.3	Quantifizierung des Einflusses auf den Massestrom der Freigabe	72
4.3.1	Ansätze zur Quantifizierung	72
4.3.2	Auswertung der Masseströme am Paul Scherrer Institut.....	72
4.3.3	Vergleich mit den Masse-Zeit-Diagrammen des Rossendorfer Forschungsstandortes	79
4.4	Vergleich mit ausgewählten Ergebnissen für Kernkraftwerke.....	80
4.5	Einfluss der Verwendung von Spektrometrierverfahren bei der Freigabe ..	83
5	Zusammenfassung	87
	Literaturverzeichnis.....	89
	Abbildungsverzeichnis.....	95
	Tabellenverzeichnis.....	97
	Abkürzungsverzeichnis.....	99
A	Anhang: Zusätzliche Fassungen des Fragenkatalogs	103
A.1	Englischsprachige Fassung des Fragenkatalogs	103
A.2	Zusätzlicher Block des Fragenkatalogs „Dekontaminationstechniken“ ...	108

1 Einleitung und Zielstellung

Aufgrund der Vielzahl von aktuell durchgeführten und anstehenden Stilllegungsvorhaben kerntechnischer Anlagen steht Deutschland derzeit vor großen Herausforderungen bei der Bewältigung der hierbei anfallenden Massen von Reststoffen.

Neben derzeit (Stand: Dez. 2024 /BASE 24/) 33 Leistungs- und Prototypreaktoren in Stilllegung, befinden sich auch sechs Forschungsreaktoren sowie die bedeutendste Anlage der nuklearen Ver- und Entsorgung, die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK), in verschiedenen Stadien der Stilllegung. Drei weitere Stilllegungen von Forschungsreaktoren sind nach deren endgültiger Abschaltung bereits beantragt.

So fallen z. B. im Zuge der Stilllegung von Kernkraftwerken pro Anlage je nach Anlagentyp rund 400.000 bis 600.000 Mg Reststoffe an /NIS 12/. Hiervon entfallen rund 200.000 Mg auf Reststoffe aus dem Kontrollbereich, wovon der überwiegende Teil (rund 97 bis 98 %) einer Freigabe nach Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) /SSV 24/ zugeführt werden kann /GRS 17/, /ESK 22/, da diese Massen nicht oder nur geringfügig kontaminiert sind. Bei einem optimierten Abbau sind nur etwa 2 bis 3 % der Masse des Kontrollbereiches radioaktive Abfälle, die geordnet beseitigt werden müssen.

Bei anderen kerntechnischen Anlagen dagegen kann sich das Verhältnis dieser Masseströme zum Teil erheblich verschieben. So fielen bei der Stilllegung des Siemens Brennelementewerks Hanau, Betriebsteil MOX (SBH-MOX) insgesamt 27 % radioaktive Abfälle an /GRÜ 15/.

Bei der Stilllegung von kerntechnischen Anlagen sind in der Regel folgende Wege zur Entlassung bzw. Abgabe von radioaktiven Stoffen vorgesehen:

- Reststoffbehandlung und Freigabe am Standort
- externe Reststoffbehandlung mit Freigabe beim externen Dienstleister (im In- und Ausland)
- externe Reststoffbehandlung, Rückführung der Reststoffe und Freigabe am Standort
- Abgabe als radioaktiver Stoff zur Weiterverwendung

Die Verfahren zur Freigabe von Reststoffen als nicht radioaktive Stoffe sind in den §§ 31 bis 42 StrlSchV /SSV 24/ geregelt. Sie werden in Abhängigkeit von der Stoffart und dem

Entsorgungsziel festgelegt. Im Freigabeverfahren werden die wesentlichen Daten (Nuklidvektor, Eignung und Kalibrierung der Messeinrichtungen, Herkunft des Stoffes und ggf. Homogenitätsnachweis) geprüft sowie Kontrollmessungen durchgeführt. Die freigegebenen Reststoffe unterliegen dann den Bestimmungen des Kreislaufwirtschaftsgesetzes (KrWG) /KrWG 23/.

Nach § 2 Abs. 5 Nr. 2 des Entsorgungsübergangsgesetzes (EntsorgÜG) /ENT 21/ ist die Möglichkeit der Freigabe und somit Überführung der entlassenen Reststoffe in den konventionellen Stoffkreislauf vorrangig zu betrachten.

Die Freigabe ist somit ein wichtiger Pfeiler zu Bewältigung der anfallenden Reststoffmassen. Daher ist die Identifikation und möglichst Quantifizierung von wesentlichen Einflussfaktoren auf den freizugebenden Massestrom bei der Stilllegung von kerntechnischen Einrichtungen essenziell, um diesen Pfad optimal zu nutzen. Da allerdings diese Einflussfaktoren, welche die Möglichkeit einer Freigabe bestimmen, aus technischer Sicht wenig konkretisiert sind, existiert diesbezüglich ein erheblicher Forschungsbedarf.

1.1 Zielstellung und Arbeitsprogramm

Im Rahmen des in diesem Bericht dargestellten Eigenforschungsvorhabens wurde der Einfluss von Abbaustrategie, Abbauverfahren und Messtechnik auf die Abfallmengen aus der Freigabe ermittelt und – wenn möglich – quantitativ dargestellt. Während im Eigenforschungsvorhaben 4719E03510 /GRS 22a/ die Einflussfaktoren in Bezug auf Leistungsreaktoren und zusätzlich vergleichend einem Forschungsreaktor analysiert wurden, wurden in diesem Eigenforschungsvorhaben die Einflussfaktoren in Bezug auf Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung sowie weitere Forschungsreaktoren eruiert. Da in diesen Anlagen völlig andere gebäude- und anlagentechnische Verhältnisse und auch Nuklidverhältnisse in Bezug auf die Freigabe zu erwarten waren, wurde davon ausgegangen, dass sich auch die Einflussgrößen auf die Abfallmengen grundsätzlich unterscheiden können. Daher erfolgte eine Neubewertung und Analyse der möglichen Einflussfaktoren. Weiterhin wurde die Vorgehensweise zum Vergleich und zur Bewertung der Faktoren im vorliegenden Eigenforschungsvorhaben grundlegend neu entwickelt, da für die in diesem Forschungsvorhaben zu betrachtenden Anlagen die existierenden Vergleichsmaßstäbe (z. B. Referenzkonzept Leichtwasserreaktoren /NIS 12/) nicht direkt anwendbar sind. Da es in Deutschland beispielsweise nur sehr wenige Anlagen der kerntechnischen Ver- und Entsorgung in Stilllegung gibt, war ein wichtiger Baustein der Untersuchung die Einbeziehung der Erfahrungen und Vorgehensweisen im Ausland.

Das wissenschaftliche Gesamtziel des Eigenforschungsvorhabens war daher die Sammlung, der Vergleich und die Bewertung von nationalen und internationalen Erfahrungen bei der Stilllegung von Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung und Forschungsreaktoren in Hinblick auf den Massestrom der freigegebenen Massen. Dabei wurden insbesondere die folgenden möglichen Einflussfaktoren und ihre Wechselwirkungen untereinander betrachtet: die grundlegende Abbaustrategie, Logistikkonzepte, Abbauverfahren (Zerlege- und Dekontaminationstechniken) sowie die eingesetzten Messverfahren und Messtechnik bei der radiologischen Charakterisierung (Voruntersuchungen) sowie bei den Orientierungs- und Entscheidungsmessungen.

Zum Erreichen dieses Ziels wurden die nachfolgend beschriebenen Teilziele verfolgt:

- Zusammenstellung der relevanten Informationen und Anlagen aus der Literatur und durch Betreiberanfragen, Prüfung der Datengrundlage (Arbeitspaket (AP) 1)
- Identifikation von bis zu drei geeigneten kerntechnischen Anlagen im In- und Ausland für die weitere Analyse (AP 1)
- Bestandsaufnahme von Einflussgrößen auf den Massestrom geringfügig radioaktiver Stoffe zur Freigabe (AP 2)
- Vergleich der Vorgehensweisen zur Freigabe in verschiedenen Anlagen des In- und Auslandes (AP 3)
- Untersuchung, Bewertung und möglichst Quantifizierung der Änderung des Massestromes bei Variation der Einflussfaktoren (AP 3)
- Beteiligung am internationalen Erfahrungsaustausch (alle AP)

1.2 Stand von Wissenschaft und Technik

Geringfügig radioaktive Stoffe werden, soweit ihre radiologische Unbedenklichkeit nachgewiesen wird, durch eine Freigabe nach den §§ 31 bis 42 StrSchV auf Basis von § 68 des Strahlenschutzgesetzes (StrlSchG) /SSG 24/ aus der atom- und strahlenschutzrechtlichen Überwachung entlassen und gelten danach als nicht radioaktive Stoffe im Sinne von Atom- und Strahlenschutzgesetz. Diese Stoffe können dann verwertet, recycelt oder beseitigt werden. Die Strahlenschutzverordnung unterscheidet dabei zwischen uneingeschränkter Freigabe und spezifischer Freigabe, wobei entsprechende radionuklidspezifische tabellierte Freigabewerte und Festlegungen nach StrlSchV eingehalten werden müssen. Eine uneingeschränkte Freigabe bedarf keiner weiteren Festlegung

hinsichtlich der künftigen Verwendung, Wiederverwertung, Beseitigung oder dem endgültigen Verbleib der Stoffe. Bei der spezifischen Freigabe, wie bspw. bei einer Beseitigung von Stoffen auf Deponien und Verbrennungsanlagen müssen auch bestimmte Bedingungen nach der Freigabe erfüllt sein.

Die Grundlage der Herleitung der Freigabewerte bildet die Einhaltung des Dosiskriteriums einer effektiven Dosis im Bereich von $10 \mu\text{Sv}$ im Kalenderjahr. Dabei wurden die Freigabewerte so berechnet, dass bei deren Einhaltung und der Einhaltung der jeweiligen Festlegungen zur Herleitung zu einer Freigabeart das Dosiskriterium erfüllt ist. So ist sichergestellt, dass aufgrund der Reststoffe aus der Stilllegung (oder dem Betrieb) kerntechnischer Anlagen nach erteilter Freigabe durch die zuständige Behörde für Einzelpersonen der Bevölkerung nur eine effektive Dosis im genannten Bereich auftreten kann (triviale Dosis).

Der Nachweis der Einhaltung der Freigabewerte und Festlegungen gemäß Strahlenschutzverordnung erfolgt durch Entscheidungsmessungen des Betreibers. Hierbei müssen u. a. die Festlegungen zur Freigabe nach Anlage 8 StrlSchV, wie z. B. die nuklid-spezifische Summenformel, die Mittelungsmasse und -fläche sowie ggf. Oberflächenkontaminationswerte eingehalten werden.

Zu Beginn einer Stilllegung einer kerntechnischen Anlage ist die Festlegung der geeigneten Strategie und Vorgehensweise für die technisch, logistisch und organisatorisch sichere Abwicklung entscheidend. Die Vorgehensweise und die Strategie der Stilllegung hängen dabei von sehr unterschiedlichen Randbedingungen und Einflüssen ab. Solche Randbedingungen können u. a. sein: Anlagentyp, spezifische Historie der Anlage, vorhandenes Anlagenpersonal, vorhandene Entsorgungsmöglichkeiten und verfügbare Pufferlagerkapazität. Aus den Randbedingungen leiten sich Entscheidungen bezüglich der Stilllegungsvariante, der Stilllegungsstrategie, verschiedener Aspekte der Durchführung der Stilllegung wie z. B. Grad der Reststoffbearbeitung und Konditionierung vor Ort, der Reihenfolge der Demontage und dem Endzustand des Anlagenstandortes ab. Eine wichtige Grundlage für die Festlegung der geeigneten Strategie und Vorgehensweise ist die radiologische Charakterisierung der Anlage, um die Höhe der Kontamination und Aktivierung, die Radionuklidzusammensetzung und den Kontaminationsumfang in Strukturen, Systemen, Komponenten sowie in Gebäuden und Bodenflächen zu erfassen.

Bei der Stilllegung von Leistungsreaktoren haben sich folgende Vorgehensweisen etabliert:

- Während der Abbau in der Vergangenheit eher sequenziell durchgeführt wurde, hat sich in der jüngeren Zeit die Vorgehensweise zu einer überlappenden und parallelen Abwicklung entwickelt. Bei der Festlegung der Dekontaminations- und Abbautechniken werden u. a. folgende Aspekte berücksichtigt: Strahlenschutz, Möglichkeiten der Weiterbehandlung, Verwertung und Entsorgung von radioaktiven und nichtradioaktiven Reststoffen und Menge und Art von dabei anfallendem Sekundärabfall.
- Bei der Stilllegung werden die Abbauvorgänge grundsätzlich raumweise bzw. raumbereichsweise von weniger bis hin zu stärker kontaminierten und ggf. aktivierten Anlagenteilen durchgeführt. Diese Vorgehensweise lässt eine Staffelung mit ansteigenden Strahlenschutzmaßnahmen, die Einhaltung des Aktivitätseinschlusses und die Vermeidung von Kontaminationsverschleppungen radioaktiver Stoffe durch z. B. vorgesehene, vorhandene oder zusätzliche Lüftungstechnische Einrichtungen (Einhäusungen, Absaugungen) zu.
- Als vorgesehene Abbau-, Zerlege- und Dekontaminationsverfahren sollen grundsätzlich betriebsbewährte Verfahren zur Anwendung kommen. Entsprechende Erfahrungen dazu liegen aus vergleichbaren Abbauverfahren im internationalen Bereich sowie innerhalb Deutschlands sowohl von Leistungsreaktoren als auch von nuklearen Forschungseinrichtungen vor. Die Abbaukonzepte sehen eine kontinuierliche Durchführung des Abbaus von Anlagenteilen vor. Die beim Abbau von Anlagenteilen anfallenden radioaktiven als auch nicht radioaktiven Reststoffe müssen kontinuierlich bearbeitet, transportiert und ggf. puffergelagert werden, um einen Rückstau im Reststoffstrom zu vermeiden. Diese Maßnahmen werden in einem Entsorgungskonzept beschrieben.

Diese Vorgehensweisen wurden im vorliegenden Eigenforschungsvorhaben im Zusammenhang mit weiteren Anlagentypen sowie der internationalen Praxis überprüft und in Hinblick auf ihren Einfluss auf die Freigabemassen hin analysiert.

Zur Vermeidung von radioaktiven Reststoffen und radioaktiven Abfällen können z. B. folgende Maßnahmen ergriffen werden:

- zum Abbau vorgesehene Anlagenteile werden vor Beginn des Abbaus insbesondere zur Festlegung des Entsorgungswegs erfasst, stofflich und radiologisch charakterisiert und einem geeigneten Entsorgungsziel zugeordnet
- das Vermeiden des Einbringens von nicht benötigten Materialien in den Kontrollbereich (z. B. Verpackungen)
- Anwendung von industrieerprobten Verfahren und Techniken zur Bearbeitung radioaktiver Reststoffe, die einen möglichst geringen Anfall radioaktiver Sekundärabfälle aufweisen
- Anwendung von industrieerprobten Zerlege- und Dekontaminationsverfahren mit möglichst geringer Aktivitätsfreisetzung und unter Minimierung des Anfalls von radioaktivem Sekundärabfall
- getrennte Sammlung der anfallenden radioaktiven Reststoffe entsprechend ihres vorgesehenen Entsorgungspfads
- ggf. Durchführung von Dekontaminationsmaßnahmen an Anlagenteilen vor Beginn des Abbaus zur Reduzierung des Aktivitätsniveaus (z. B. die Primärkreisdekontamination)
- Einsatz von bewährten Verfahren bei der Behandlung der radioaktiven Abfälle, um das Abfallvolumen zu reduzieren
- Vermeidung von Tätigkeiten im Kontrollbereich, die dort nicht zwingend ausgeführt werden müssen
- Abklinglagerung für radioaktive Reststoffe, bis die Freigabewerte gemäß der §§ 31 bis 42 StrlSchV nach einer begrenzten Lagerzeit aufgrund radioaktiven Zerfalls unterschritten sind

Die beim Abbau anfallenden (radioaktiven) Reststoffe und Anlagenteile, sowie Gebäude und Bodenflächen werden dann den verschiedenen Entsorgungspfaden zugeordnet:

- Entsorgungspfad A: uneingeschränkte Freigabe, feste und flüssige Stoffe

- Entsorgungspfad B: spezifische Freigabe von
 - Bauschutt
 - Bodenflächen
 - festen Stoffen bis zu 100 Mg/a zur Beseitigung auf Deponien
 - Stoffen bis zu 100 Mg/a zur Beseitigung in Verbrennungsanlagen
 - festen Stoffen bis zu 1.000 Mg/a zur Beseitigung auf Deponien
 - Stoffen bis zu 1.000 Mg/a zur Beseitigung in Verbrennungsanlagen
 - Gebäuden zur Wieder-, Weiterverwendung
 - Gebäuden zum Abriss
 - Metallschrott zur Rezyklierung
- Entsorgungspfad C: Abklinglagerung mit dem Ziel der uneingeschränkten oder spezifischen Freigabe (Zwischenschritt zum Erreichen der Entsorgungspfade A oder B)
- Entsorgungspfad D: kerntechnischer Stoffkreislauf (Wiederverwertung oder -verwendung)
- Entsorgungspfad E: radioaktiver Abfall

Für bestimmte Ausnahmefälle kann auch eine Freigabe im Einzelfall nach § 37 StrlSchV bei der zuständigen Behörde beantragt werden.

Auf Basis von Voruntersuchungen (z. B. Materialbeschaffenheit, Radiologie) kann auch entschieden werden, ob die anfallenden radioaktiven Reststoffe intern oder extern bearbeitet werden oder als radioaktiver Abfall behandelt werden sollen.

Die Bestimmung der einzelnen Radionuklide in den Proben der freizugebenden Massen erfolgt nach der Probenvorbereitung vor allem durch den Einsatz der folgenden Analyseverfahren:

- Gammaspektrometrie
- Alphaspektrometrie nach radiochemischer Abtrennung
- Flüssigszintillationsmessung (LSC) nach radiochemischer Abtrennung

- Low-level-Alpha-Beta-Messung nach radiochemischer Abtrennung
- Massenspektrometrie mit induktiv gekoppeltem Plasma (ICP-MS, mit und ohne chemische Abtrennung)

Die etablierte Vorgehensweise ist, alle Proben zunächst mit der weniger aufwändigen Gammaskpektrometrie zu untersuchen, um dann auf Grund der Ergebnisse gezielt Proben für die aufwändigere Bestimmung von Alpha- und Betastrahlern auszuwählen. Als erster Schritt kann eine summarische Bestimmung von Alpha- und Betastrahlern (Gesamtalpha und Gesamtbeta) mittels Low-level-Alpha-Beta-Countern erfolgen, um z. B. weitere aufwendigere Messverfahren festzulegen. Für sich genommen ist die summarische Bestimmung weniger aussagekräftig, da deren Ergebnisse methodisch bedingt sehr große Unsicherheiten aufweisen. Zudem kann bei Proben aus Boden oder Baumaterialien, die natürliche Radionuklide enthalten (K-40, Zerfallsreihen von U- 238, U-235 und Th-232), nicht zwischen den natürlichen und den künstlichen Nukliden unterschieden werden.

Im Rahmen des Eigenforschungsvorhabens 4719E03510 /GRS 22a/ wurden in Hinblick auf die Stilllegung von Kernkraftwerken bereits einige wichtige Einflussfaktoren auf den Massestrom der Freigabe identifiziert. Hierbei handelt es sich z. B. um:

- Gesamtabbaustrategie, z. B. Planung und Realisierung Abbaureihenfolge
- Strategie der Gebäudedekontamination
- Entsorgungslogistik
- Verfügbarkeit sonstiger Entsorgungswege außerhalb der uneingeschränkten Freigabe
- Nationales Regelwerk
- Durchführung von Einzelnachweisen
- Nuklidvektoren/Hochrechnungsfaktoren/Korrelationsfaktoren, bzw. radiologische Charakterisierung i. A.
- Mittelungsmassen und -flächen bei den Messungen
- Komponentengeometrie
- Personal

Es wurde erwartet, dass einige dieser Einflussfaktoren im Kontext der im Eigenforschungsvorhaben zu betrachtenden Anlagen stärker zum Tragen kommen als speziell bei Leistungsreaktoren. Dies betrifft unter anderem verstärkt auftretende Alpha-Kontamination, komplexere Nuklidvektoren und andere Materialzusammensetzungen in den Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung. Insbesondere eine unter Umständen erhebliche Kontamination mit alphastrahlenden Radionukliden stellt weiterhin auch grundsätzlich andere Anforderungen an Dekontaminations- und Abbautechniken und den Strahlenschutz des Personals, was sich wiederum auf den Entsorgungspfad der Freigabe auswirken kann.

2 Auswahl kerntechnischer Anlagen und Prüfung der Datenlage (Arbeitspaket 1)

Im AP 1 wurden für das Eigenforschungsvorhaben relevante Informationen zu kerntechnischen Anlagen im In- und Ausland zusammengestellt und die Datenlage geprüft. Auf Grundlage einer Literaturrecherche sowie durch Betreiberanfragen (mit Hilfe eines Fragenkatalogs als Diskussionsgrundlage) wurden geeignete Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung bzw. Forschungsreaktoren für die weitere Analyse der Einflussfaktoren auf die freigegebenen Massen im Eigenforschungsvorhaben identifiziert.

2.1 Kerntechnische Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung und Forschungsreaktoren in Stilllegung

Für die Auswahl kerntechnischer Anlagen im In- und Ausland wurde in einem ersten Schritt auf online frei verfügbare Datenbanken zu Forschungsreaktoren und Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung zurückgegriffen. Anschließend wurden Anlagen im Hinblick auf für dieses Eigenforschungsvorhaben als relevant identifizierte Gesichtspunkte untersucht, um eine Auswahl jener Anlagen zu treffen, die für eine weitere Analyse der Einflussfaktoren auf die freigegebenen Massen in Frage kommen.

Die Datenbanken und wesentliche Aspekte bei der Auswahl der Anlagen werden im Folgenden kurz umrissen; eine Zusammenstellung der kerntechnischen Anlagen wird in Tab. 2.1, Tab. 2.2 und Tab. 2.3 gegeben.

2.1.1 Datenbanken zu Forschungsreaktoren und Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung

Die Forschungsreaktor-Datenbank der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEA) (Research Reactor Database, RRDB, /IAEA 25a/) beinhaltet technische Informationen zu Forschungsreaktoren weltweit, die sich in unterschiedlichen Betriebsphasen befinden.

Stand April 2024 lagen in der RRDB Informationen zu 840 Forschungsreaktoren, einschließlich kritischen und unterkritischen Baugruppen, in 70 Ländern vor, von denen

- 226 operativ (54 Länder),
- 20 in Planung (15 Länder),

- 74 in temporärer, verlängerter oder permanenter Abschaltung (30 Länder) und
- 520 in Stilllegung befindlich (37 Länder)

sind.

Über verschiedene Filteroptionen kann die Datenbank nach Forschungsreaktoren bestimmter Spezifikationen (Leistung, Alter, Nutzung, Reaktortyp, etc.) und/oder in bestimmten Ländern bzw. Regionen durchsucht werden.

Das Integrated Nuclear Fuel Cycle Information System (iNFCIS, /IAEA 25b/) ist eine Zusammenstellung für technische und statistische Informationen über Aktivitäten und Einrichtungen im Zusammenhang mit der nuklearen Ver- und Entsorgung der IAEA.

Das System umfasst Datenbanken

- zur nuklearen Ver- und Entsorgung bzw. dem Kernbrennstoffkreislauf (Nuclear Fuel Cycle Facilities Database, NFCFDB),
- zur weltweiten Verteilung von Uranerzen (World Distribution of Uranium Deposits Database, UDEPO),
- von Nachbestrahlungsanlagen (Post Irradiation Examination Facilities Database, PIEDB),
- zu Simulationssystemen des Kernbrennstoffkreislaufs (Nuclear Fuel Cycle Simulation System, NFCSS) und
- der weltweiten Thoriumlagerstätten (World Thorium Deposits and Resources, ThDEPO).

Im Rahmen dieses Eigenforschungsvorhabens wurde die Datenbank zu Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung (NFCDB) nach in Frage kommenden Einrichtungen durchsucht.

2.1.2 Zusammenstellung geeigneter kerntechnischer Anlagen der Ver- und Entsorgung sowie Forschungsreaktoren in Deutschland und im europäischen Ausland

2.1.2.1 Zusammenstellung und Auswahl von Forschungsreaktoren

In Deutschland und im europäischen Ausland gibt bzw. gab es gemäß RRDB rund 150 Forschungsreaktoren unterschiedlicher Bautypen und mit einer Spanne an Leistungen, deren Stilllegung zurzeit laufend oder bereits abgeschlossen ist, und die damit für das vorliegende Eigenforschungsvorhaben von Interesse sind. Nach den im Folgenden beschriebenen Kriterien sind die ausgewählten Anlagen in Tab. 2.1 gelistet.

Leistung

Am untersten Ende der Leistung stehen die ‚Nullleistungsreaktoren‘, in denen eine kontrollierte nukleare Kettenreaktion auf vernachlässigbar kleinem Leistungsniveau stattfindet (bis zu 1 kW). Im Vergleich zu Leistungsreaktoren wird Kernbrennstoff nur in sehr geringem Umfang verbraucht und die Temperaturerhöhung während des Betriebs ist so gering, dass Kühlmittel in den meisten Fällen nicht erforderlich werden. Die während des Betriebs erzeugte Menge an radioaktiven Reststoffen ist demgemäß auch als erheblich kleiner abzuschätzen als beim Leistungsreaktor. Ebenso sind aufgrund der geringen Größe keine relevanten Masseströme an freigegebenen Materialien zu erwarten. Es wird daher angenommen, dass nur Masseströme sehr begrenzten Umfangs auftreten, die mit absehbarem Aufwand freigegeben bzw. entsorgt werden können.

Aus diesem Grund sollen Forschungsreaktoren mit sehr geringen Leistungen für dieses Eigenforschungsvorhaben nicht weiter betrachtet werden; für eine erste Auswahl wurde das Abschneidekriterium hier auf die oben genannten 1 kW Leistung festgesetzt.

Für eine weitere Eingrenzung auf Grundlage der Leistung können auch andere Werte angenommen werden: so reduziert etwa eine Auswahl der Forschungsreaktoren mit Leistungen über 500 kW die Anzahl der Anlagen um rund zwei Drittel.

Zeitlicher Ablauf der Stilllegung

Des Weiteren kann eine Auswahl aufgrund des zeitlichen Ablaufs der Stilllegungsmaßnahmen getroffen werden. War der Abbau/die Stilllegung bereits vollständig abgeschlossen, konnte davon ausgegangen werden, dass Datensätze und Dokumentationen

unterschiedlichen Umfangs zu Abbaustrategien und Abfallmengen vorliegen, die für das vorliegende Eigenforschungsvorhaben nutzbar wären. Im Hinblick auf eine mögliche Verfügbarkeit (Druckmedien, digital) und evtl. auch auf den Umfang von Unterlagen zum Anlagenabbau kann jedoch das Jahr (bzw. Jahrzehnt) der Stilllegungsaktivitäten als relevant angenommen werden. So ist etwa davon auszugehen, dass sich Stilllegungsstrategien von Reaktoren wie z. B. MERLIN (Großbritannien, in Betrieb von 1959 bis 1962; Stilllegung abgeschlossen), KSTR (Niederlande, in Betrieb von 1974 bis 1977; Stilllegung abgeschlossen) oder Melusine (Frankreich, in Betrieb 1959 bis 1988; Stilllegung abgeschlossen) nur schwer auf heutige Gegebenheiten übertragen lassen. Die Auswahl von stillgelegten oder in Stilllegung befindlichen Forschungsreaktoren wurde daher auf solche Anlagen beschränkt, bei denen Stilllegungsaktivitäten ab ca. den 1980er Jahren begonnen haben oder abgeschlossen wurden.

Anlagen, bei denen erst in jüngster Zeit mit dem Abbau begonnen wurde, haben womöglich erst Angaben zu Reststoffmengen bestimmter Komponenten und noch nicht der gesamten Anlage; allerdings folgen die Stilllegungsstrategien aktuellen Ansätzen, Kontakte sind vermutlich leichter herzustellen und es kann davon ausgegangen werden, dass Unterlagen in digitaler Form vorliegen. Diese Forschungsreaktoren werden daher auch in die Liste potentieller Ansprechpartner aufgenommen.

Länderspezifische Eigenheiten

Als eine weitere Einschränkung können länderspezifische Vorschriften zur Freigabe von geringfügig radioaktiven Materialien herangezogen werden. So ist insbesondere in Frankreich keine Freigabe vorgesehen, und es existiert daher keine vergleichbare Methodik, sodass französische Abbaustrategien nur schwer auf Deutschland übertragbar sind. Diese Anlagen werden daher nicht in die nähere Auswahl aufgenommen.

Kerntechnische Anlagen in Russland und Belarus wurden aufgrund des Angriffskrieges Russlands auf die Ukraine ebenso ausgeschlossen.

Weitere Kriterien

Als nachrangiges Auswahlkriterium, das hier nur der Vollständigkeit halber aufgeführt werden soll, gilt die Arbeitssprache des jeweiligen Landes. So wird der zu erstellende Fragenkatalog zum Einfluss von Abbaustrategie, -verfahren und Messtechnik beim Abbau auf die Abfallmengen aus der Freigabe im Rahmen dieses Eigenforschungsvorhabens zwar standardmäßig auf Deutsch erstellt, doch ist eine Übersetzung ins Englische

problemlos möglich. Eine Bearbeitung des Fragenkatalogs im deutschen Sprachraum wäre damit zwar im Hinblick auf Übersetzungstätigkeiten vorteilhaft, würde Anlagen in nicht-deutschsprachigen Ländern jedoch nicht ausschließen.

Es konnte an dieser Stelle nicht abgeschätzt werden, wie die Bereitschaft oder Möglichkeit (z. B. durch die Personalkapazität, Arbeitsstrukturen, aber auch Betriebsgeheimnisse, etc.) zum Informationsaustausch in Unternehmen oder Forschungseinrichtungen gegeben ist. Es war jedoch denkbar, dass letztere eher bereit sein würden, an einem Forschungsvorhaben mitzuwirken, sodass auf Einrichtungen mit wissenschaftlichem Schwerpunkt besonderes Augenmerk gelegt wurde.

Tab. 2.1 Auswahl europäischer Forschungsreaktoren anhand Kriterien zu Leistung, Land und Status (Betriebszeitraum) aus der RRDB

Die Reaktoren sind nach thermischer Leistung (in kW) aufsteigend sortiert.

Nr.	Anlage	Land	Reaktortyp	Therm. Leistung	Status (Betriebszeitraum)
1	R2-0	SE	POOL	1.000	In Stilllegung (1960 - 2005)
2	FRF-2	DE	TRIGA CONV	1.000	Stillgelegt (1973 - 1980)
3	FRN	DE	TRIGA MARK III	1.000	In Stilllegung (1972 - 1982)
4	FMRB	DE	POOL	1.000	In Stilllegung (1967 - 1995)
5	VVR-S Bucharest	RO	TANK WWR	2.000	In Stilllegung (1957 - 1997)
6	JEN-1 Mod	ES	POOL	3.000	Stillgelegt (1958 - 1987)
7	FRM	DE	POOL	4.000	In Stilllegung (1957 - 2000)
8	Galileo Galilei RTS-1	IT	POOL	5.000	Stillgelegt (1963 - 1980)
9	Avogadro RS-1	IT	POOL, MTR	5.000	Stillgelegt (1959 - 1971)
10	HERALD	UK	POOL	5.000	Stillgelegt (1960 - 1988)
11	DR-2	DK	POOL	5.000	Stillgelegt (1958 - 1975)
12	FRG-1	DE	POOL	5.000	In Stilllegung (1958 - 2010)
13	SRR Salaspils Research Reactor	LV	POOL	5.000	In Stilllegung (1975 - 1995)
14	RA	RS	HEAVY WATER	6.500	Stillgelegt (1959 - 1984)
15	IRT-M Tbilisi	GE	POOL, IRT	8.000	Stillgelegt (k.A. - 1988)
16	ASTRA	AT	POOL	10.000	Stillgelegt (1960 - 1999)
17	EWA	PL	TANK WWR	10.000	In Stilllegung (1958 - 1995)
18	RFR	DE	TANK WWR	10.000	Stillgelegt (1957 - 1991)

Nr.	Anlage	Land	Reaktortyp	Therm. Leistung	Status (Betriebszeitraum)
19	DR-3	DK	HEAVY WATER	10.000	In Stilllegung (1960 - 2000)
20	FRJ-1 (MERLIN)	DE	POOL	10.000	Stillgelegt (1962 - 1985)
21	SAPHIR	CH	POOL	10.000	Stillgelegt (1957 - 1994)
22	FRG-2	DE	POOL	15.000	In Stilllegung (1963 - 1995)
23	FRJ-2 (DIDO)	DE	HEAVY WATER	23.000	In Stilllegung (1992 - 2006)
24	PLUTO	UK	HEAVY WATER	26.000	In Stilllegung (1957 - 1990)
25	DIDO	UK	HEAVY WATER	26.000	In Stilllegung (1956 - 1990)
26	DIORIT	CH	HEAVY WATER	30.000	In Stilllegung (1960 - 1977)
27	BR-3	BE	PWR POWER	40.900	Stillgelegt (1962 - 1987)
28	ESSOR Nuclear Plant	IT	HEAVY WATER	43.000	In Stilllegung (1967 - 1983)
29	FR-2	DE	TANK	44.000	In Stilllegung (1961 - 1981)
30	R-2	SE	TANK	50.000	In Stilllegung (1960 - 2005)
31	Windscale AGR (Self-field)	UK	GRAPHITE AGR	120.000	Stillgelegt (1963 - 1981)

2.1.2.2 Zusammenstellung und Auswahl von Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung

Zu den Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung werden verschiedene Einrichtungen gezählt, die sich mit allen Prozessen befassen, die der Versorgung und Entsorgung radioaktiver Stoffe dienen und die zur zivilen Anwendung gehören. Hinsichtlich möglicher Kontaminationen und damit auch im Hinblick auf Abbaustrategien können sich die Anlagen erheblich unterscheiden.

Zu den Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung zählen

- Urananreicherungsanlagen,
- Brennelementfabriken,
- zentrale Brennelement-Zwischenlager oder dezentrale Standort-Zwischenlager,
- externe Abfallzwischenlager,
- Wiederaufarbeitungsanlagen,

- Konditionierungsanlagen für Brennelemente und
- Endlagerungs- und Stilllegungsprojekte.

Für eine Zusammenstellung der für dieses Eigenforschungsvorhaben relevanten Anlagen in Deutschland wurde auf Datensätze des BASE zurückgegriffen /BASE 16/, /BASE 24/. Diese sind in Tab. 2.2 wiedergegeben.

Eine Zusammenstellung europäischer Anlagen (außer Deutschland) erfolgte mit Hilfe des Datenbanksystems iNFCIS der IAEA (alle Datenbanken erreichbar unter /IAEA 25b/). Das System umfasst insgesamt vier Datenbanken:

- Nuclear Fuel Cycle Facilities Database (NFCFDB)
- World Distribution of Uranium Deposits Database (UDEPO)
- Post Irradiation Examination Facilities Database (PIEDB)
- World Thorium Deposits and Resources (ThDEPO)

Über die jeweiligen Suchmasken können einzelnen Länder ausgewählt werden; hier wurde der Schwerpunkt auf das (westliche) Europa gelegt, unter Berücksichtigung von Anlagen in Rumänien, Slowenien und Ungarn.

Für die in Tab. 2.3 gelisteten Anlagen wurden solche gewählt, deren Stilllegung/Abbau nach den 1970er Jahren abgeschlossen wurde – davor ist eine Übertragbarkeit der Arbeitsschritte oder das Vorhandensein von Dokumentationen womöglich nur noch schwer gegeben bzw. nachvollziehbar.

Die in Kapitel 2.1.1 aufgeführten Kriterien bezüglich Zeitpunkten bzw. -räumen der Stilllegungstätigkeiten, länderspezifischer Vorgaben der Freigabe oder die Arbeitssprache des Landes wurden in gleichartiger Weise betrachtet.

Weiterhin wurden Anlagen zum Uranabbau („mining and milling“) ausgenommen.

Tab. 2.2 Deutsche Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung /BASE 16/,
/BASE 24/

Nr.	Anlage	Standort	Status
1	Urananreicherungsanlage Gronau (URENCO)	Gronau, Nordrhein-Westfalen	In Betrieb
2	Brennelementfertigungsanlage (ANF)	Lingen, Niedersachsen	In Betrieb
3	Siemens Brennelementwerk Betrieb Karlstein (SBWK)	Karlstein, Bayern	Aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen
4	Siemens Power Generation Karlstein Anlage, Genehmigung nach § 9 AtG; ehemals KWUK	Karlstein, Bayern	Frühjahr 1993 (Ausräumen der Heißen Zellen), Anlage bis auf Zwischenlager aus AtG entlassen
5	Siemens Brennelementwerk Hanau, Betriebsteil MOX-Verarbeitung (SBH-MOX)	Hanau, Hessen	Aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen
6	Siemens Brennelementwerk Hanau, Betriebsteil Uranverarbeitung (SBH-Uran)	Hanau, Hessen	Aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen
7	Brennelementwerk NUKEM-A	Hanau-Wolfgang, Hessen	Aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen
8	Hochtemperatur-Brennelement-Gesellschaft (HOBEG)	Hanau, Hessen	Aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen
9	Transport-Behälterlager im Zwischenlager Nord (ZLN)	Rubenow/Greifswald, Mecklenburg-Vorpommern	In Betrieb
10	Transport-Behälterlager Ahaus (TBL-A)	Ahaus, Nordrhein-Westfalen	In Betrieb
11	Transport-Behälterlager Gorleben (TBL-G)	Gorleben, Niedersachsen	In Betrieb
12	Standort Zwischenlager	Neckarwestheim Philippsburg Obrigheim Grafenrheinfeld Gundremmingen Niederaichbach Biblis Grohnde Bramsche Rodenkirchen Jülich Brokdorf Brunsbüttel Krümmel	In Betrieb

Nr.	Anlage	Standort	Status
13	Externe Abfallzwischenlager	Karlsruhe Mitterteich Biblis Hanau Rubenow Gorleben Esenshamm Ahaus Rossendorf	In Betrieb
14	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)	Eggenstein-Leopoldshafen, Baden-Württemberg	Die Anlage war von 1971 - 1990 in Betrieb. Stilllegung und Rückbau mit dem Ziel „Grüne Wiese“ sind fortgeschritten.
15	Pilotkonditionierungsanlage (PKA)	Gorleben, Niedersachsen	Nutzung der Anlage auf die Reparatur schadhafter Lagerbehälter beschränkt
16	Endlagerungs- und Stilllegungsprojekte	Bergwerk Gorleben, Endlager Konrad, Schachtanl. Asse II, Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM)	Erkundung bzw. Stilllegung

Tab. 2.3 Europäische Anlagen (außer Deutschland) der nuklearen Ver- und Entsorgung (ohne Uranabbau) aus INFCS

Pilotprojekte und Testanlagen werden nicht gelistet.

Nr.	Anlage	Land	Status (Betriebszeitraum)
1	CONU Magnox Fuel Fabrication Plant (Brennelementfertigung)	IT	Stillgelegt (1960 - 1987)
2	Impianto di Bosco Marengo (Brennelementfertigung)	IT	Stillgelegt (1973 - 1996)
3	Miscellaneous Pellet Plant (Brennelementfertigung)	UK	Stillgelegt (1985 - 1998)
4	NDA Pu Residues Recovery Plant (Wiederaufarbeitung)	UK	Stillgelegt (1954 - 1987)
5	NDA Capenhurst	UK	Stillgelegt (1953 - 1982)
6	NDA Dry Granulation Production	UK	Stillgelegt (k.A. - 1988)
7	NDA Fuel Fabrication Plant	UK	Stillgelegt (1957 - 2004)
8	NDA MOX for FBR	UK	Abgeschaltet (1970 - 1988)
9	NDA Plutonium Finishing Line III	UK	Stillgelegt (1962 - 1988)
10	NDA Reprocessing Plant, MOX, MTR	UK	Stillgelegt (1980 - 1998 bzw. 1958 - 1998)

Nr.	Anlage	Land	Status (Betriebszeitraum)
11	NDA Sellafield Pond (Brennelementlagerung)	UK	Stillgelegt (1960 - 1986)
12	NDA Sellafield MOX Plant	UK	Abgeschaltet (1999 - 2012)
13	NDA Sellafield North Group Facilities	UK	Stillgelegt (1953 - 1985)
14	NDA Sellafield Thorp	UK	Abgeschaltet (1994 - 2018)
15	Springfields AGR Fuel Canning Plant	UK	Abgeschaltet (1968 - 1999)
16	Springfields IDR Plant	UK	Stillgelegt (1970 - 1999)
17	Springfields Magnox Canning Plant	UK	Abgeschaltet (1960 - 2011)
18	Springfields U Metal Plant	UK	Stillgelegt (1960 - 2006)
19	Belgonucléaire PO Plant	BE	Stillgelegt (1973 - 2006)
20	FBFC International – LWR Fuel Fabrication Plant	BE	Stillgelegt (1961 - 2012)

2.1.2.3 Informationsstand zu ausgewählten Anlagen

Mit den in den vorherigen Abschnitten beschriebenen und in einem ersten Schritt angewandten Kriterien wurde eine Vorauswahl möglicher Anlagen getroffen, die für das weitere Vorgehen insbesondere mit Blick auf verfügbare Daten und Kontaktmöglichkeiten weiter eingeschränkt wurde. Im Folgenden werden die in die engere Auswahl kommenden Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung bzw. Forschungsreaktoren im Hinblick auf die zur Verfügung stehende Datenlage hin überprüft und zusammengestellt.

2.1.2.3.1 Informationsstand zu ausgewählten Anlagen in Deutschland

Forschungsreaktor Rossendorf (RFR) am Forschungsstandort Rossendorf (FSR)

Der Forschungsstandort Rossendorf (FSR) liegt am Ostrand von Dresden. Er wurde in den 1950er Jahren als „Zentralinstitut für Kernphysik“, später „Zentralinstitut für Kernforschung“ der Akademie der Wissenschaften der DDR gegründet. Auf ihm waren wesentliche Teile der Kernforschung der DDR vereint.

Zentrale Elemente waren:

- Forschungsreaktoren zur Durchführung von Experimenten (Reaktivitätsexperimente, Strahlungs-/Teilchenquelle) sowie zur Produktion von radioaktiven Stoffen
- Beschleunigeranlagen zur Durchführung von Experimenten (Strahlungs-/Teilchenquelle), untergeordnet zur Produktion von radioaktiven Stoffen

- Isotopenproduktionsanlagen für die Herstellung fester und flüssiger Radionuklidverbindungen für Forschung, Technik und Medizin
- Laborgebäude (vorwiegend zur Erfüllung radiochemischer und radioanalytischer Aufgaben)
- Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs
- Sammel- und Behandlungsanlagen für feste und flüssige radioaktive Stoffe
- Einrichtungen des zentralen Strahlen- und Objektschutzes sowie der Kernmaterialkontrolle
- Forschungs- und Bürogebäude

Zum Forschungsstandort Rossendorf liegen umfangreiche Information sowie eine detaillierte Analyse der Einflussfaktoren auf den freizugebenden Massestrom vor, welche im Rahmen des Eigenforschungsvorhabens 4719E03510 untersucht und im GRS-Bericht 694 /GRS 22a/ beschrieben wurden.

Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) mit Vergasungseinrichtung (VEK)

Zur Stilllegung der WAK finden sich detaillierte Darstellungen auf der Internetseite des Ministeriums für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württembergs /UMBW 23/ und auf der Seite des Betreibers Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe GmbH (KTE) /KTE 25/.

Die WAK wurde von 1971 bis 1990 betrieben, um als Pilotanlage Erfahrungen bei der Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe zu gewinnen. Nach dem Stopp des Bauprojekts der Wiederaufarbeitungsanlage in Wackersdorf und der damit verbundenen Einstellung der Bestrebungen, in Deutschland eine kommerzielle Wiederaufbereitungsanlage zu betreiben, wurde auch der Betrieb der WAK eingestellt.

In der Betriebszeit der WAK wurden rund 200 Tonnen abgebrannter Kernbrennstoff aufgearbeitet, welcher vorwiegend aus den Forschungsreaktoren des damaligen Forschungszentrums Karlsruhe (FR 2 und MZFR) und aus dem deutschen Versuchs-Atomschiff Otto Hahn sowie aus den Kernkraftwerken Obrigheim, Stade und Neckarwestheim stammte.

Aktuelle Planungen sehen den vollständigen Abbau der WAK zur „Grünen Wiese“ in sechs Abbau-Schritten bis Ende der 2040er-Jahre vor. Es wurden bisher 29 Stilllegungsgenehmigungen erteilt. Anfangs lag der Schwerpunkt auf der Stilllegung des Prozessgebäudes, in dem die Wiederaufarbeitung stattfand. Diese ist aktuell weit fortgeschritten.

Rund 60 m³ hochradioaktive, flüssige Abfalllösung (High Active Waste Concentrate, HAWC) mit einem Radioaktivitätsinventar von ca. 7×10^{17} Bq, welche sich noch am Standort befand, wurde zunächst in zwei Tanks in der Lagereinrichtung für hochradioaktive Abfälle (LAVA) gelagert. In den Jahren 2009 und 2010 wurde diese Lösung in der eigens dafür auf dem Gelände der WAK errichteten VEK verglast.

In den kommenden Jahren soll nun verstärkt der Abbau der ehemaligen Lagerbereiche für das HAWC und der VEK vorangetrieben werden. Abhängig von den vorliegenden Radioaktivitätswerten erfolgen die Demontagen manuell oder fernhantiert. Die anfallenden Reststoffe werden in die Entsorgungsbetriebe (EB) der KTE gebracht.

Die KTE ist zuständig für den Abbau aller stillgelegten kerntechnischen Anlagen am Standort Karlsruhe (KIT Campus Nord). Alle hiermit zusammenhängenden Aufgaben zur Entsorgung des radioaktiven Abfalls werden ebenfalls durch das Unternehmen durchgeführt. Die KTE wird größtenteils durch das Bundesministerium für Bildung und Forschung sowie durch das Ministerium für Wirtschaft, Arbeit und Tourismus des Landes Baden-Württemberg finanziert.

Insgesamt werden am Standort Karlsruhe verschieden Anlagen abgebaut, welche im Rahmen kerntechnischer Grundlagenforschung und Anwendungsentwicklung, vor allem in den 1960er, 1970er und 1980er Jahre, entstanden sind. Neben der WAK sind dies vor allem auch Forschungs- und Prototypreaktoren unterschiedlicher Linien sowie Laboranlagen. Daneben gab es eine Vielzahl anderer Projekte am Standort, so z. B. die Untersuchung bestrahlter Kernbrennstoffe in Heißen Zellen.

Die beim Abbau anfallenden radioaktiven Reststoffe werden am Standort zu endlagerfähigen Abfallgebinden verarbeitet und zwischengelagert. Am Standort befindet sich das derzeit größte Zwischenlager Deutschlands für schwach- und mittelradioaktive Abfälle, welche nach Fertigstellung und Inbetriebnahme des Endlagers Konrad dorthin abgegeben werden sollen. Nach vollständiger Entsorgung der Abfälle enden somit die Kernaufgaben der KTE – aus heutiger Sicht – in den späten 2060er Jahren. Im Anschluss erfolgt der konventionelle Abbau der verbliebenen Betriebsteile.

Im Folgenden wird die Stilllegung der VEK als besonderer Aspekt bei der Stilllegung der WAK beleuchtet:

Voraussetzung für den Abbau der Lager für hochradioaktive Flüssigabfälle und den endgültigen Abbau der WAK war die Entsorgung des HAWC.

Die international bevorzugte Methode, hochradioaktive Flüssigabfälle zu entsorgen, ist die Einbindung der Aktivitätsträger in Form von Oxiden in eine Glasmatrix, da damit ein stabiles Produkt mit sehr geringem Freisetzungspotential entsteht. Dafür wurde in den Jahren 1999 bis 2005 die Verglasungseinrichtung Karlsruhe errichtet.

Zum Nachweis des sicheren Betriebs der Anlage musste die Verglasung mit einem so genannten „Simulat“ demonstriert werden, das heißt mit einer inaktiven Lösung, die zwar chemisch dem HAWC entsprach, aber keine Aktivitätsträger enthielt. Erst nach dem erfolgreichen Abschluss dieses Testbetriebs konnte der nukleare Betrieb, das heißt die Verglasung des HAWC, im September 2009 aufgenommen werden. Im Juni 2010 war die Verglasung des gelagerten HAWC abgeschlossen.

Zur Minimierung des Abfalls und um gute Bedingungen für den noch folgenden Abbau der Anlage zu schaffen, wurde danach ein Dekontaminationsprogramm durchgeführt, bei der die Komponenten so weit wie möglich von Kontaminationen befreit und die dabei anfallenden Dekontaminationslösungen ebenfalls verglast wurden.

Es gelang, rund 99 Prozent der Spaltstoffe und der Spaltprodukte zu verglasen. Im November 2010 wurde die Verglasung der Dekontaminationslösungen mit der Produktion der 140. Kokille abgeschlossen und im Februar 2011 insgesamt fünf Transport- und Lagerbehälter des Typs CASTOR HAW 20/28 mit den produzierten Glaskokillen in das Zwischenlager Nord abtransportiert.

Ein Rest von ca. drei Kubikmeter Flüssigkeit war nach dem Spülprogramm noch vorhanden. Diese Restlösung wurde auf zwei Behälter in der Verglasungseinrichtung Karlsruhe verteilt und trocknete dort bis zum Ende des Jahres 2012 vollständig ein. Nach ersten Abschätzungen befinden sich jetzt noch radioaktive Stoffe mit einer Aktivität in der Größenordnung von 2×10^{16} Bq in der Anlage, wobei Cs-137 der Hauptradioaktivitätsträger ist.

Nachdem die Reste der Spülflüssigkeit eingetrocknet waren, konnten im Jahr 2013 die restlichen der bereits gestatteten Außerbetriebnahmen in der Verglasungseinrichtung Karlsruhe durchgeführt werden.

Mittlerweile wurden mehrere Stilllegungsgenehmigungen zur Verglasungseinrichtung Karlsruhe erteilt. Seit März 2019 liegt die Genehmigung zur Durchführung der Phase eins des Schrittes fünf des gesamten Abbauprozesses der WAK vor.

2.1.2.3.2 Informationsstand zu ausgewählten Anlagen im europäischen Ausland

Paul Scherrer Institut, Schweiz

Das Paul Scherrer Institut (PSI) ist ein multidisziplinäres natur- und ingenieurwissenschaftliches Forschungsinstitut. Es verfügte mit dem Schwimmbadreaktor Saphir, der von 1957 bis 1994 in Betrieb war, und dem Schwerwasserreaktor Diorit (1960-1977) über zwei Forschungsreaktoren. Mit dem Proteus wurde am PSI weiterhin ein Nullleistungsreaktor betrieben. Die kritische Anordnung mit einer Leistung von 0,001 MW wurde im Jahr 2011 endgültig abgeschaltet.

Für einen ersten Überblick zu Abbaustrategien und dem Management radioaktiver Abfälle konnte auf verschiedene im Internet frei verfügbare Dokumente zurückgegriffen werden. So werden etwa in /BEE 09/ gängige Praktiken zur Entsorgung radioaktiver Abfälle am PSI vorgestellt, wobei sowohl auf die wissenschaftlichen Grundlagen der Abfallbewirtschaftung und -entsorgung sowie auf praxistechnische Behandlung und Lagerung radioaktiver Abfälle eingegangen wird. Für den Abbau von Diorit und Saphir werden in der Veröffentlichung tabellarisch Materialien, Mengen und Behandlungswege der radioaktiven Abfälle beschrieben.

Die Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung (AGNEB), die seit 1978 unter anderem Stellungnahmen zu Fragen zur Entsorgung in der Schweiz verfasst, Forschung zur Entsorgung koordiniert und den Stand der Umsetzung der Empfehlungen der Eidgenössischen Kommission für nukleare Sicherheit verfolgt, publiziert ihre Ergebnisse in Forschungs- und jährlichen Tätigkeitsberichten. Hierin werden auch Angaben zur Entsorgung von radioaktiven Abfällen im PSI sowie dem Zentralen Zwischenlager gemacht, die somit aktuell, aber auch im zeitlichen Verlauf analysiert werden können (z. B. /AGN 04/).

Anlagenkomplex Sellafield, Vereinigtes Königreich

Der Standort Sellafield (ehemals Windscale) liegt in der Nähe von Seascale an der Küste von Cumbria, England. Zum Anlagenkomplex Sellafield gehören zahlreiche kerntechnische Anlagen, von denen einige weiterhin betrieben werden, während sich andere in verschiedenen Phasen der Stilllegung oder des sicheren Einschlusses befinden. Betreiberin ist Sellafield Ltd., eine Tochter des Konsortiums Nuclear Management Partners, im Auftrag der Nuclear Decommissioning Authority (NDA).

Der Standort Sellafield erstreckt sich über eine Fläche von 5 km² und umfasst mehr als 140 kerntechnische Anlagen sowie ca. 1.400 Gebäude. Damit ist Sellafield der größte Nuklearstandort Europas und verfügt an einem einzigen Standort über die vielfältigsten Nuklearanlagen der Welt. Zu den Anlagen gehören Großbritanniens Kernreaktoren der ersten Generation, die dazugehörige Wiederaufarbeitungsanlage sowie das weltweit erste Kernkraftwerk zur Stromerzeugung im industriellen Maßstab, Calder Hall. Das National Nuclear Laboratory des Vereinigten Königreichs hat sein Zentrallabor und seinen Hauptsitz auf dem Gelände. Weiterhin diente der Standort Sellafield der Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoff und dient auch weiterhin der Lagerung nuklearer Abfälle.

Die vorgesehenen Stilllegungsarbeiten umfassen u. a. /GRS 22b/

- die Wiederaufarbeitung von bestrahlten Brennelementen alter Reaktoren,
- das Wiederherstellen und Konditionieren von Abfällen aus Lagerstätten in Sellafield,
- das Behandeln von hochradioaktivem Abfall,
- das Transportieren radioaktiver Abfälle in Endlager für schwach- bzw. hochradioaktive Abfälle und
- das Zerlegen der Gebäude und ein vollständiges Sanieren der Anlage.

Zu den Stilllegungsprojekten gehören auch die Windscale Piles, das Kernkraftwerk Calder Hall sowie eine Reihe von historischen Wiederaufarbeitungsanlagen und Abfalllagern. Laut NDA wird die vollständige Sanierung des Anlagenkomplexes voraussichtlich bis in das Jahr 2120 dauern.

Die Besonderheiten des Anlagenkomplex , insbesondere im Hinblick auf die Stilllegungsaktivitäten, werden im Detail im GRS-Bericht 669 /GRS 22b/ beschrieben.

Anlage zur Herstellung von Kernbrennstoffen Springfields, Vereinigtes Königreich

Springfields ist eine Brennstoffproduktionsanlage in Salwick, England /WES 25a/. Der Standort wird derzeit von Springfields Fuels Limited unter der Leitung von Westinghouse Electric UK Limited im Rahmen eines 150-jährigen Pachtvertrags der NDA betrieben. Brennstoffprodukte werden sowohl für britische Kernkraftwerke als auch für internationale Abnehmer hergestellt.

Die Anlage produziert seit Mitte der 1940er Jahre Kernbrennstoffe und war die erste Einrichtung weltweit, die Magnox-Brennstoff (nach dem Hüllrohrmaterial der Brennelemente benannt, Magnesium nicht oxidierend) für ein kommerzielles Kraftwerk produzierte. Derzeit umfassen die Arbeiten in Springfields die Herstellung von Oxidbrennstoffen für moderne gasgekühlte Reaktoren und Leichtwasserreaktoren und Brennstoffzwischenprodukten (Urandioxidpulver, -granulat und -pellets), die Produktion von Uranhexafluorid sowie die Aufarbeitung von Rückständen der Brennstoffproduktion. Weitere Arbeiten umfassen die Stilllegung und den Abriss nicht mehr benötigter Anlagenkomponenten und Gebäude.

Bei der Behandlungsplanung von radioaktivem Material, insbesondere von Interesse bei Stilllegungsprozessen, kann am Standort auf umfangreiche Technologien durch Kooperationsprojekte mit Westinghouse zurückgegriffen werden. Dies umfasst nach /WES 25a/

- Abfallcharakterisierung und -verladung,
- Annahme- und Lagereinrichtungen mit dazugehörigen Sortier- und Trennanlagen, z. B. auch Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente,
- Metalldekontaminationsanlagen, darunter die geplante Behandlungsanlage SMART (Springfields Metals Advanced Recycling Treatment Facility /WES 25b/),
- Hochverdichtungsanlagen,
- verschiedene Abfallbehandlungsverfahren (z. B. Trommeltrocknung, Zementierung, Wasseraufbereitung) und
- Großkomponentensegmentierung.

Zu Hochzeiten waren am Standort Springfields rund 4.000 Arbeitnehmer beschäftigt, durch fortlaufende Automatisierungen, aber auch abnehmenden Bedarf an den Produkten, sank die Belegschaft auf knapp 800 Arbeitnehmer im Jahr 2020.

Belgonucleaire PO Plant, Belgien

Die Anlage für die Produktion von MOX-Brennelementen wurde zwischen 1986 und 2006 von Belgonucleaire betrieben. In diesem Zeitraum wurden mehr als 40 Tonnen Plutonium als Brennstoff für kommerzielle Leichtwasserreaktoren verarbeitet. Die Entscheidung zur Einstellung der Produktion wurde aufgrund abnehmender weltweiter Nachfrage für MOX-Brennelemente getroffen.

Mit den Stilllegungsarbeiten wurde nach einem Erlass („Royal Decree“) von 2008 im darauffolgenden Jahr begonnen; die Arbeiten sind abgeschlossen. Durch die vollständige Fertigstellung der Arbeiten können der GRS vorliegende Dokumentationen in Hinblick auf Massenströme und Abbaustrategien belgischer Anlagen ausgewertet werden.

Impianto di Bosco Marengo, Italien

Mit Stand Juni 2022 und nach Angaben der Societe Gestione Impianti Nucleari, dem italienischen Staatsunternehmen, das für die Stilllegung verantwortlich ist, ist der Abbau der ehemaligen Kernbrennstofffabrik Fabbricazioni Nucleari die Bosco Marengo abgeschlossen. Damit ist sie die erste stillgelegte italienische Kernanlage, die den Status ‚Brown Field¹‘ erreicht hat /WNN 22/.

Die durchgeführten Arbeiten betrafen die Dekontamination und den Abbau des Produktionskreislaufs des Kernbrennstoffs, auch Hilfssysteme wie das Belüftungssystem, der Materialdekontaminationstank sowie die Abwasseraufbereitung und Entwässerungssysteme wurden demontiert. Darüber hinaus wurden feste und flüssige radioaktiven Stoffe derart behandelt, dass das Gesamtvolumen reduziert werden konnte.

Rund 500 Kubikmeter radioaktiver Abfall aus der aktiven Arbeitsphase der Anlage wurden in ein Zwischenlager transportiert und verbleiben dort bis zur Übergabe an das

¹ Im Gegensatz zur ‚Grünen Wiese‘, bei der auch die Fundamente entfernt werden, bleiben bei dem ‚Brown Field‘ bestimmte Strukturen stehen, die für andere Zwecke genutzt werden können.

ationale Endlager für radioaktive Abfälle, sobald dieses verfügbar ist. Anschließend wird das Zwischenlager abgebaut.

Inerte Materialien (Kunststoff, Eisen, Beton, Holz, Ölfässer etc.), die während der Betriebszeit am Standort vergraben wurden, werden derzeit geborgen und nach entsprechenden Kontrollen (radiologischer Charakterisierung) auf Mülldeponien entsorgt, so dass der Standort den Stilllegungsstatus der „Grünen Wiese“ erreichen wird.

Forschungsreaktoren R2 und R2-0, Schweden

Studsvik AB ist ein schwedisches Unternehmen, das heute verschiedene Dienstleistungen, insbesondere Software, für die zivile Kernkraftnutzung bietet. Diese umfassen sowohl die Planung neuer Kernreaktoren als auch Beratungsleistungen, die die Stilllegung kerntechnischer Anlagen und das Abfallmanagement betreffen.

Die Vorläuferorganisation war sowohl an der Entwicklung des ersten Schwerwasserreaktors Schwedens zur Erzeugung elektrischer Energie als auch an dem Bau und Betrieb von mehreren Forschungsreaktoren beteiligt.

Im Jahr 2005 wurden die beiden Forschungsreaktoren von Studsvik, R2 (Tank, 50 MW thermisch) und R2-0 (Schwimmbad, 1 MW thermisch), stillgelegt. Die Entscheidung zur Abschaltung beider Reaktoren fiel im Dezember 2004 im Rahmen einer Neuausrichtung der Arbeitsbereiche von Studsvik (/NUK 05/). Ein dritter Forschungsreaktor (FR-0) war ein Nullleistungsreaktor, der von 1964 bis 1971 betrieben wurde und der mittlerweile abgebaut ist.

Für einen ersten Überblick zu den Plänen, der Durchführung und potentiellen Auswirkungen auf die Umgebung von Stilllegungsmaßnahmen der Forschungsreaktoren R2 und R2-0 am Standort Studsvik konnte auf Dokumente der Schwedischen Strahlenschutzbehörde zurückgegriffen werden (z. B. /SSM 09/).

In der Publikation /SSM 09/ wird u. a. auf die Entsorgung fester radioaktiver Abfälle eingegangen. Für letzteres werden insbesondere die Kategorien und geschätzte Mengen an Abfällen erläutert, ergänzt um Angaben zu Verarbeitungs- und Verpackungsschritten, Lagerungsmodalitäten und getroffene Vorsichtsmaßnahmen in Bezug auf radiologische Risiken für die Umwelt.

Forschungsreaktoren DR2 und DR3, Dänemark

Das Forschungszentrum Risø DTU (Risø Danmarks Tekniske Universitet) war von 1958 bis Mitte der 1980er Jahre die Kernforschungsanlage der dänischen Atomenergiekommission, die nukleare Forschung mit dem Ziel der friedlichen Nutzung der Kernenergie durchführte. Das Zentrum unterhielt mit den Kernreaktoren DR1, DR2 und DR3 drei Forschungsreaktoren /LAU 01/, die zwischen 1975 und 2001 abgeschaltet wurden und sich seit 2003 in Stilllegung befinden (Abschluss der Stilllegung des DR1 im Jahr 2006).

Der im Abbau befindliche DR2 /OEL 02/ war ein Leichtwasserreaktor des Schwimmbadtyps mit 5 MW thermischer Leistung. Die offene Bauweise des Reaktortyps eignet sich insbesondere für die Forschung, da ein Zugriff auf Kern und Wasserbecken jederzeit möglich ist, ohne eine aufwändige Abschaltung durchführen zu müssen.

Der im Abbau befindliche DR3 war ein Reaktor des DIDO-Typs, einem mit schwerem Wasser moderierten und gekühlten Forschungsreaktor, dessen hohe Neutronenflüsse für bestimmte Experimente besonders vorteilhaft sind. Als Neutronenreflektor diente Graphit, das den Reaktorkern umgibt.

Weitere Einheiten des Forschungszentrums werden derzeit ebenfalls zurückgebaut, dazu gehören die ‚Heißen Zellen‘ und die ‚Technologiehalle‘, in der seit 1963 der Kernbrennstoff für die Reaktoren DR2 und DR3 aus angereichertem Uran hergestellt wurde. Die Behandlungsstation für radioaktive Abfälle wird als letzte Komponente stillgelegt, erste Schritte zum zukünftigen Abbau wurden hier bereits vorgeplant.

Die Stilllegung des Forschungszentrums Risø DTU obliegt dem 2003 gegründeten staatlichen Unternehmen ‚Dansk Dekommissionering‘, das dem Ministerium für öffentliche Sicherheit und Notfallvorsorge untersteht. Die Aufgabengebiete des Unternehmens umfassen neben der Stilllegungsplanung und -durchführung, dem Abfallmanagement und dem Strahlenschutz auch Entwicklungsaufgaben im Hinblick auf langfristige Lösungen für radioaktive Abfälle.

2.2 Erstellung des angepassten Fragenkatalogs

Für die Betreiberanfragen wurde ein Fragenkatalog als Diskussionsgrundlage erarbeitet, der es ermöglichen sollte, alle für das Eigenforschungsvorhaben relevanten Informationen von den Betreibern einzuholen. Dieser wurde den kontaktierten Betreibern jeweils

zur Verfügung gestellt. Die für die betreffende Anlage relevanten und zu beantwortenden Fragen wurden ggf. gemeinsam mit dem Betreiber eingegrenzt. Als Vorlage für den Fragenkatalog diente der im Rahmen des Eigenforschungsvorhabens 4719E03510 für den Forschungsstandort Rossendorf erstellte Fragebogen. Der fachliche Hintergrund der einzelnen Fragen ist im Abschlussbericht /GRS 22a/ beschrieben. Basierend auf den Erfahrungen dieses Eigenforschungsvorhabens wurden einige der Fragen für die Diskussion mit den Betreibern weiter konkretisiert und mit Unterfragen ergänzt. Zur Kontaktierung von Anlagen im Ausland wurden für einige Fragen, die spezifische Bezüge zum deutschen Regelwerk enthalten, Anpassungen vorgenommen. Weiterhin wurde eine englischsprachige Version des Fragenkatalogs erstellt.

Die im Fragenkatalog behandelten Themenblöcke sind:

- Allgemein: Hier wurden allgemeine Informationen zur Anlage, Betriebshistorie gesammelt, welche z. B. Fragen zu Stilllegungsgenehmigungen, Regelwerk und zur allgemeinen Gestaltung des Freigabeverfahrens umfassen.
- Prozesse: Dieser Fragenblock umfasste Fragen zu Arbeitsabläufen (Standardisierung), Logistik, Personal und Kommunikation sowie zur Verwendung von Einzelfallnachweisen.
- Abbautechniken/-strategien: In diesem Block wurden detaillierte Informationen zur Abbaufolge, zur Infrastruktur, zum Einfluss der verwendeten Zerlege- und Dekontaminationsverfahren sowie zu spezifisch angewandten Freigabestrategien für einzelne Materialien und Anlagenteile (z. B. Gebäude, Metalle) gesammelt.
- Radiologische Charakterisierung: Die Fragen im Block radiologische Charakterisierung umfassten u. a. die Themen Probenahme, Sondernuklidanalyse sowie die Bestimmung und Anzahl von Nuklidvektoren. Ebenso wurde nach dem gegenseitigen Einfluss von Abbaureihenfolge und radiologischer Charakterisierung gefragt.
- Messtechnik: In diesem Fragenblock wurden Informationen zu den verwendeten Messverfahren und der eingesetzten Messtechnik (Art und Anzahl) gesammelt. Dies umfasste auch Fragen zum Einfluss von Kalibrierung, Nachweisempfindlichkeiten und einem etwaigen Hintergrundabzug sowie dem Einsatz von externen Messlaboren.

Der zuvor enthaltene separate Themenblock „Dekontaminationstechniken“ wurde im Zuge der Vereinfachung des Fragenkatalogs gestrichen, da im Eigenforschungsvorhaben

4719E03510 der Einfluss der Dekontaminationstechniken von den Betreibern als gering bewertet wurde /GRS 22a/. Dieses Thema wurde als optionaler zusätzlicher Block behandelt, wenn es sich im Verlauf der Gespräche mit den Betreibern als bedeutsam herausstellte.

Die fünf Hauptblöcke des Fragenkatalogs enthielten insgesamt 34 verschiedene Fragen zu möglichen Einflussfaktoren auf den Massestrom der Freigabe, welche z. T. mit weiteren Teilfragen untersetzt wurden.

In den Abb. 2.1 bis Abb. 2.5 sind die Themenblöcke des als Grundlage für die Betreiberanfragen entwickelten Fragenkatalogs dargestellt. Die englischsprachige Version des Fragenkatalogs sowie der zusätzliche optionale Block „Dekontaminationstechniken“ sind diesem Bericht im Anhang A beigelegt.

Von besonderer Bedeutung war bei der Beantwortung des Fragenkatalogs jeweils eine eigene Einschätzung des Betreibers zum Einfluss auf den Massestrom der freigegebenen Materialien für jede behandelte Frage. Die Bedeutsamkeit in Hinblick auf den Massestrom wurde auf eine Skala von 1 (kein) bis 5 (sehr hoch) bewertet (siehe Abb. 2.1 bis Abb. 2.5). Diese eigene Einschätzung wurde in einem ersten Schritt auch zur Priorisierung der einzelnen Fragen bei der Beantwortung und Diskussion genutzt. Im AP 3 (siehe Kapitel 4) bildete diese Bewertung durch die Betreiber die Grundlage für die Identifikation und Klassifikation von (wesentlichen) Einflussgrößen auf den Massestrom der Freigabe.

1. ALLGEMEIN		
Pos.	Frage	Eigene Einschätzung des Einflusses auf den Massenstrom der Freigabe (1 kein 2 wenig 3 mäßig 4 hoch 5 sehr hoch)
1.1.	Gab es in den Genehmigungen (Stilllegung und Abbau) Auflagen/Anforderungen im Hinblick auf die Freigabe? In welchen Genehmigungsphasen war das ggf. der Fall?	1 2 3 4 5 ☐ ☐ ☐ ☐ ☐
1.2.	Gab es Probleme mit der Berücksichtigung der Änderungen von Regelwerken (z.B. [DIN ISO 11929 etc.] [Normen]) oder Gesetzgebung ([neue StrlSchV] [Strahlenschutzverordnung]) hinsichtlich des Freigabeverfahrens? - Zeitangabe für eventuelle Verzögerungen - Lösungsansätze - Welche Freigabepfade [der StrlSchV][/-optionen] wurden genutzt?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
1.3.	Wurden spezifisch für den Rückbau neue Freigabebescheide zu neuen oder geänderten Freigabeverfahren erwirkt? - wenn ja welche, zu welchem Zeitpunkt und - mit welchem Gegenstand, z. B. Anlagenteil oder Material?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
1.4.	Wurde bei der Erwirkung von Freigabebescheiden für bestimmte Materialströme Optimierungsbedarf festgestellt, im Sinne, dass noch nicht anwendbare Freigabepfade den Abbaufortschritt verzögern?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
1.5.	In welchen Anlagenteilen gab es ein Verfahren zur Herausgabe? - Wenn ja, welche Reststoffe und Massen wurden herausgegeben? - Wie groß war/ist der Anteil an der gesamten freigegebenen Materialmenge?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
1.6.	Wie war/ist das Aufsichtsverfahren im Hinblick auf die Freigabe geregelt? - Welche Haltepunkte für behördliche Entscheidungen oder Überprüfungen wurden definiert? - In welcher Art und Weise war ggf. Testate eines Sachverständigen bzw. die Einbeziehung eines unabhängigen Messlabors erforderlich?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
1.7.	Gestaltung des Freigabeverfahrens: - Gibt es ein generelles mit der Behörde abgestimmtes Freigabeverfahren, welches eine grundsätzliche Verfahrensbeschreibung enthält? - Welche Schritte waren im Freigabeverfahren zwingend durchzuführen (wie z. B. Voruntersuchung, Orientierungsmessung, Entscheidungsmessung)? - Welcher dieser Schritte erfolgten in ausschließlich eigener Verantwortung und welche mit aufsichtlicher Begleitung?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐

Abb. 2.1 Block 1 „Allgemein“ des Fragenkatalogs

Die Anpassungen in Bezug auf Anlagen im In- oder Ausland sind in eckigen Klammern dargestellt.

2. PROZESSE		
Pos.	Frage	Eigene Einschätzung des Einflusses auf den Massenstrom der Freigabe (1 kein 2 wenig 3 mäßig 4 hoch 5 sehr hoch)
2.1.	Welche Prozesse im Zusammenhang mit der Freigabe wurden standardisiert und in welcher Form (z.B. Standardpläne, Arbeitsanweisungen)? Gab es Änderungen im Verlauf des Rückbaus?	1 2 3 4 5 ☐ ☐ ☐ ☐ ☐
2.2.	Wie ist der interne Erfahrungsrückfluss/Kommunikation im Freigabeverfahren geregelt? - Definition von Kommunikationsprozessen unter den Beteiligten und der Öffentlichkeit? - Probleme/Verbesserungspotenzial? - Wurde ein Wissensmanagement eingeführt?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
2.3.	Ergaben sich Engpässe in Bezug auf die Personalstärke und Betriebserfahrung des Personals im Stilllegungsprozess? - Gab es einen Mehrschichtbetrieb? In welchen Bereichen?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
2.4.	Wie wurde die Entsorgungslogistik im Hinblick auf die Freigabe gestaltet, um den Reststoffabfluss sicherzustellen? - Grundlegende Strategie: Welche Stoffe wurden vor Ort freigegeben und welche an weitere Einrichtungen abgegeben? Wie wurde dies ggf. zwischen den Einrichtungen abgestimmt? - Gab es aus logistischen Gründen Einschränkungen bei der Freigabe/Reduzierung der freigegebenen Stoffmengen (z.B. Vorhandensein und Aufnahmekapazität von Deponien, Schmelz- oder Verbrennungsanlagen)? - Ist eine Abklinglagerung von gemessenen Chargen mit einer späteren Nachmessung vorgesehen?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
2.5.	Wurden Einzelfallnachweise durchgeführt, und wenn ja, für welche Materialien bzw. Materialgruppen? - Führte dies zu einer (deutlichen) Erhöhung der freigegebenen Materialmenge? - Führte dies zu (signifikanten) Verlängerungen im Ablauf des Freigabeverfahrens? - Kann der erhöhte Abstimmungs- und Nachweisaufwand als gerechtfertigt und angemessen eingeschätzt werden?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐

Abb. 2.2 Block 2 „Prozesse“ des Fragenkatalogs

3. RÜCKBAUTECHNIKEN / STRATEGIEN		
Pos.	Frage	Eigene Einschätzung des Einflusses auf den Massenstrom der Freigabe (1 kein 2 wenig 3 mäßig 4 hoch 5 sehr hoch)
3.1.	In welche Phasen wurde der Rückbau eingeteilt? - Inwiefern unterschieden sich diese Phasen in Bezug auf die Möglichkeit bzw. der Notwendigkeit der Nutzung von Freigaben? - Konnten die Freigabe von Materialien von Anbeginn des Rückbaus an genutzt werden, um z.B. einen kontinuierlichen Prozess der Freigaben zu organisieren?	1 2 3 4 5 ☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.2.	Wie wurde die Rückbauabfolge strategisch geplant und realisiert (z. B. aktivierte und/oder höher kontaminierte Komponenten zuerst oder zuletzt)?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.3.	Wurden bei der Planung des Rückbaus explizit Aspekte der Freigabe berücksichtigt, die in die Abbaustrategie oder -reihenfolge eingeflossen sind? - Wenn ja, welche? - Hat sich dies in der Praxis bewährt?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.4.	Inwieweit musste die Infrastruktur für den Rückbau zunächst geschaffen/verändert werden? Für welche Anlagenteile war dies besonders relevant? - Wenn ja, was wurde vorgenommen und wann/wie lange dauerten diese Arbeiten? - Welche Dekontaminationsanlagen wurden ertüchtigt oder neu geschaffen? - Welche Freimesstechnik wurde angeschafft und welche räumlichen (Gebäude) Anpassungen waren dazu notwendig?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.5.	Wurde ein Einfluss der verwendeten Zerlege- und Dekontaminationsverfahren auf den Massestrom der Freigabe identifiziert? Wenn ja, inwiefern?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.6.	Gab es Probleme, die die geplanten Freigabestrategien hinfällig machten (z.B. aufgrund der Gebäudestatik bei der Gebäudefreigabe)? - Wenn ja, welche, wie wurden diese Probleme gelöst?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.7.	Wie wurden Betonstrukturteile freigegeben? - Als Blöcke oder als Schüttgut? - Wo wurden diese gemessen (in Einbaulage, ortsnah oder im Überwachungsbereich in einem speziellen „Freimessbereich“)? - Wurden Anforderungen zur Materialseparation gestellt, z.B. zur Abtrennung von metallischen Bestandteilen, wie z.B. der Armierung?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.8.	Wie erfolgte oder wie ist die Gebäudefreigabe vorgesehen? - Waren hier Einzelfallnachweise erforderlich, um z.B. radiologisch bzw. messtechnisch schwer bzw. überhaupt nicht möglich zu erfassende Bereiche einer Freigabe zuzuführen?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.9.	Wie erfolgte die Freigabe von Metallen - Eigene Messungen? - Vorbehandlung, Einschmelzen/Verarbeitung bei externen (national/internationalen) Dienstleistern? - Uneingeschränkte Freigabe/spezifische Freigabe zur Beseitigung (Deponierung) oder Rezyklierung? - Welche Bedeutung bzw. welche Anteile haben bestimmte Entsorgungspfade auf den Massenfluss?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐

Abb. 2.3 Block 3 „Rückbautechniken/Strategien“ des Fragenkatalogs

4. RADIOLOGISCHE CHARAKTERISIERUNG		
Pos.	Frage	Eigene Einschätzung des Einflusses auf den Massenstrom der Freigabe eigener Einschätzung (1 kein 2 wenig 3 mäßig 4 hoch 5 sehr hoch)
4.1.	Wie erfolgte die radiologische Charakterisierung für die Freigabe: - Wie viele Proben (Sondernuklidanalysen/ Proben insgesamt)? - Wie wurden die Proben/Probenanzahl festgelegt (z.B. Festlegung pro Mengeneinheit)? - Welche sonstigen Untersuchungen erfolgten zur Vorbereitung der messtechnischen radiologischen Charakterisierung (z.B. Aktivierungsrechnungen, Abbrandrechnungen)? - Zeitraum (vorlaufend/abbaubegleitend)? Gab es bei der Charakterisierung Probleme, die die Freigabe verzögerten?	1 2 3 4 5 ☐ ☐ ☐ ☐ ☐
4.2.	Wie erfolgte die Bestimmung von Nuklidvektoren/Hochrechnungsfaktoren/Korrelationsfaktoren? - anlagenweit/systemweise/aus Dekontaminationsabtrag? - konservativ/realitätsnah? - Gab es Änderungen im Laufe des Rückbaus hinsichtlich ihrer Bestimmung und Anwendung? - Inwiefern wurden bei der Festlegung der Verfahrensweise die für die Entscheidungsmessungen verwendeten Messmethoden (z. B. Gesamt-Gamma, spektrometrisch) berücksichtigt? - Gibt es verfahrensfestlegende Unterlagen wie z.B. Anweisungen oder Technische Berichte?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
4.3.	Anzahl Nuklidvektoren/Hochrechnungsfaktoren/ Korrelationsfaktoren? - Kam es zu Problemen bei der konkreten Anwendbarkeit der Nuklidvektoren? - Wie wurden diese gelöst? - Wurden (signifikante) Abweichungen bzw. Radionuklide später identifiziert, die nicht im angenommenen Nuklidvektor berücksichtigt wurden?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
4.4.	Inwiefern haben die Ergebnisse der radiologischen Charakterisierung die Rückbaureihenfolge beeinflusst?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
4.5.	Hatte die Rückbaureihenfolge einen (signifikanten) Einfluss auf die Möglichkeit der radiologischen Charakterisierung, z. B. für die Probenahme?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
4.6.	Gab es Radionuklide bzw. deren Anteile am angenommenen Nuklidvektor, die die angestrebte Freigabestrategie und/oder den messtechnischen Nachweis der Einhaltung der Freigabegrenzwerte erschwerten? - Wenn ja, welche und inwiefern? - Welche Lösungsansätze wurden getroffen?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐

Abb. 2.4 Block 4 „Radiologische Charakterisierung“ des Fragenkatalogs

5. MESSTECHNIK		
Pos.	Frage	Eigene Einschätzung des Einflusses auf den Massenstrom der Freigabe (1 kein 2 wenig 3 mäßig 4 hoch 5 sehr hoch)
5.1.	Welche Messtechnik wurde für Freigabeverfahren eingesetzt, (Art und Anzahl von Messgeräten allgemein, ab wann eingesetzt)? - Spezielle Messtechnik für bestimmte Reststoffe/Materialien? - Wurden Anforderungen an eine verbindliche Durchführung von (gamma-) spektrometrischen Entscheidungsmessungen definiert, z. B. zur (teilweisen) Überprüfung/Bestätigung des angenommenen Nuklidvektors? - Welche Kombinationen von verschiedenen Messtechniken, z.B. spektrometrische mit Gesamt-Alpha/Gamma-Messungen wurden typischerweise verwendet?	1 2 3 4 5 ☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.2.	Wurde zu einem späteren Zeitpunkt hinsichtlich der Messtechnik (VU/OM/EM) aufgestockt? - Wenn Ja ab wann und wieviel? - Gründe für Aufstockung?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.3.	Gab es Probleme hinsichtlich der verwendeten Messtechnik, z.B. Kalibrierung/ Nachweisempfindlichkeit der Messtechnik? - z. B. bei einem hohen Anteil von Alphastrahlern im Nuklidvektor im Vergleich zu gut messbaren Radionukliden oder einem zu konservativem Nuklidvektor? - Wenn ja, wie wurden diese gelöst?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.4.	Welche Messtechnik wurde eigens angeschafft, welche wurde von Fremdfirmen eingesetzt? Wie wird diese Messtechnik für Freigabemessungen qualifiziert?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.5.	Wurden externe (Mess)-Labore hinzugezogen? Wenn Ja wofür? Wie wurden die Labore für die Messaufgaben qualifiziert (zertifiziert)? Inwieweit spielte hierbei die Akkreditierung eine Rolle?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.6.	Wie wurde die Messtechnik kalibriert? (konservativ/abdeckend/realistisch)	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.7.	Wurde ein Hintergrundabzug für natürliche (Uran, Thorium, K-40), nicht aus der überwachungspflichtigen Tätigkeit stammende, Radionuklide durchgeführt? Wurde ein Abzug von Cs-137 vom Fallout der Kernwaffentests und des Unfalls im KKW Tschernobyl vorgenommen? Wie wurde der mögliche Abzugsbetrag für den Hintergrund in diesem Fall bestimmt?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐

Abb. 2.5 Block 5 „Messtechnik“ des Fragenkatalogs

2.3 Auswahl der Anlagen

Grundlegendes Ziel bei der Kontaktierung und Auswahl der zu betrachtenden Anlagen war ein paarweiser Vergleich von möglichst vergleichbaren Anlagen im In- und Ausland in den Kategorien Forschungsreaktoren (Forschungsstandorte) und Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung. Dabei konnten die im Eigenforschungsvorhaben 4719E03510 mit ähnlicher Methodik gesammelten und ausgewerteten Informationen zum Forschungsstandort Rossendorf (insbesondere Forschungsreaktor RFR) genutzt

werden. Ziel des vorliegenden Eigenforschungsvorhabens war die zusätzliche detaillierte Untersuchung von drei weiteren Anlagen.

In Tab. 2.4 sind die im Eigenforschungsvorhaben für den paarweisen Vergleich ausgewählten Anlagen, deren Betreiber ihre Bereitschaft zur Mitwirkung am Forschungsvorhaben und Beantwortung des Fragenkatalogs mitgeteilt hatten, dargestellt.

Tab. 2.4 Für den durchgeführten paarweisen Vergleich ausgewählte Anlagen im In- und Ausland

Anlagenart	Deutschland	Europäisches Ausland
Nukleare Ver- und Entsorgung	KTE Karlsruhe: WAK (Anlage 1)	Anlagenkomplex Sellafield (UK): verschiedene Anlagen der Ver- und Entsorgung (Anlage 2)
Forschungsreaktor	Forschungsstandort Rossendorf: RFR (Informationen aus 4719E03510)	Paul Scherer Institut PSI (CH): Forschungsreaktoren: Saphir, Diorit ² und Proteus (Anlage 3)

Diese Anlagen wurden detailliert anhand der auf den Fragenkatalog gegebenen Antworten, welche z. T. schriftlich und z. T. in Gesprächen mit den Betreibern vor Ort und in Videokonferenzen zusammengestellt wurden, analysiert.

Weiterhin konnten Informationen in Form eines beantworteten Fragenkatalogs zu den folgenden Anlagen gesammelt werden:

- Forschungszentrum Risø DTU (DK): Forschungsreaktoren DR2 und DR3 als weitere Vergleichsanlagen des Typs „Forschungsreaktor“
- Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) (CH): als weitere Vergleichsanlage in der Schweiz zur Herausstellung von Unterschieden zwischen Forschungs- und Leistungsreaktoren (ähnlich wie im Eigenforschungsvorhabens 4719E03510)

Die Antworten auf den Fragenkatalog für diese Anlagen wurden ebenfalls detailliert analysiert. Die sich ergebende Einschätzung zum Einfluss auf den Massestrom wird im AP 3 (siehe Kapitel 4) als zusätzliche Vergleichsmöglichkeit betrachtet.

² Der Forschungsreaktor Diorit wurde nach einem Störfall im Jahr 1967 umgebaut und technisch verbessert. In diesem Zusammenhang ist daher auch die Bezeichnung Diorit II gebräuchlich. Im vorliegenden Bericht wird zusammenfassend die Bezeichnung Diorit verwendet.

3 Erfassung der Vorgehensweise bei der Stilllegung im Falle der ausgewählten Anlagen (Arbeitspaket 2)

Im Rahmen des AP 2 wurden die in den im AP 1 ausgewählten kerntechnischen Anlagen angewandten Abbaustrategien, -verfahren und Messtechniken detailliert erfasst und zusammengestellt. Dadurch erfolgte eine Bestandsaufnahme aller möglichen Einflussgrößen auf den Massestrom geringfügig radioaktiver Stoffe zur Freigabe am Beispiel der ausgewählten Anlagen und von Vergleichsanlagen im Ausland.

Für die Bestandsaufnahme und Gegenüberstellung wurden zum einen die in AP 1 gesammelten Unterlagen der Anlagen im In- und Ausland genutzt. Zum anderen wurden mit den Betreibern der ausgewählten kerntechnischen Anlagen Gespräche auf Basis des vorab durch die GRS erstellten Fragenkatalogs geführt und diese ausgewertet. In diesem Zusammenhang wurde der Fragenkatalog mit Einschätzung des Einflusses auf den Massestrom in gemeinsamen Besprechungen mit den Betreibern beantwortet, welche vor Ort oder in Videokonferenzen stattfanden. Weiterhin gingen schriftliche Antworten auf den Fragenkatalog und weitere Informationen in Form von Berichten durch einen Betreiber (PSI) und begleitend durch ein Ingenieurbüro (ProQual Ingenieurbüro GmbH) im Rahmen von Unterbeauftragungen ein.

Die Antworten der Betreiber auf den Fragenkatalog (mit Einschätzung auf den Massefluss) zu den dort erfassten Themenblöcken (siehe Kapitel 2.2) wurden detailliert für die drei ausgewählten Anlagen analysiert. Im Folgenden wird eine Übersicht der erhaltenen Antworten gegeben. Zur besseren Einordnung der Antworten ist jeweils ein einführender Abschnitt zu spezifischen Randbedingungen für die Freigabe am jeweiligen Standort vorangestellt.

3.1 Anlage 1: Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)

3.1.1 Randbedingungen für die Freigabe in Baden-Württemberg

Die gesetzlichen Vorgaben zur Freigabe nach Strahlenschutzverordnung geben die bundeseinheitlichen Rahmen- und Randbedingungen vor, welche in anwendbare, bundeslandspezifische Verfahren umgesetzt werden. Um landesweit möglichst einheitliche und nachvollziehbare Verfahren umzusetzen, hat das Umweltministerium in Baden-Württemberg einen Leitfaden zur Freigabe nach Strahlenschutzverordnung herausgegeben.

Dieser „Leitfaden zur Freigabe nach Teil 2 Kapitel 3 Strahlenschutzverordnung“ ist auf der Internetseite des Umweltministeriums Baden-Württemberg abrufbar /UMBW 20/. Er stellt

- die gesetzlichen Vorgaben und das untergesetzliche Regelwerk,
- die baden-württembergischen Verfahren zur Umsetzung der Freigabe in den kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen und
- die Zuständigkeiten und Aufgaben des Umweltministeriums dar.

Weiterhin wurde durch das Umweltministerium Baden-Württemberg eine Arbeitsgemeinschaft (AG) initiiert, die sich aus Vertretern des Umweltministeriums, der TÜV SÜD Energietechnik GmbH Baden-Württemberg, der Forschungszentrum Karlsruhe GmbH und der WAK Rückbau- und Entsorgungs-GmbH zusammensetzte, die konkrete Messstrategien und Anforderungen bzgl. der In-situ-Gammaspektrometrie für Freimessungen nach StrlSchV erarbeiten sollte. Die Ergebnisse dieser AG wurden in einem Bericht /UMBW 07/ dargestellt, welcher zur Information von Betreibern, Sachverständigen und Behörden anhand konkreter Messstrategien über die Rand- und Rahmenbedingungen sowie Einflussgrößen bei In-situ-Gammaspektrometrie-Messungen dient.

3.1.2 Antworten auf den Fragenkatalog aus den Besprechungen und den Unterlagen

Die Positionen des Fragebogens wurden in Gesprächen mit Vertretern der KTE zur WAK vor Ort und in mehreren Videokonferenzen beantwortet und der Einfluss auf den Massestrom (Skala von 1 bis 5, siehe Kapitel 2.2) durch den Betreiber eingeschätzt. Zusätzlich wurden ergänzende vom Betreiber zur Verfügung gestellte Unterlagen genutzt. Die dargestellten Antworten auf die Fragen des Fragenkatalogs spiegeln dabei die Sicht des Betreibers wider. Im Rahmen des Austauschs mit den Vertretern der KTE wurden im Vorfeld einige Positionen, welche insbesondere für die betrachteten Anlage WAK keine Bedeutung/Anwendung hatten, aus der weiteren Betrachtung ausgeschlossen.

Eine Übersicht der beantworteten Fragen und des durch den Betreiber eingeschätzten Einflusses auf den Massestrom ist in Abb. 3.1 dargestellt.

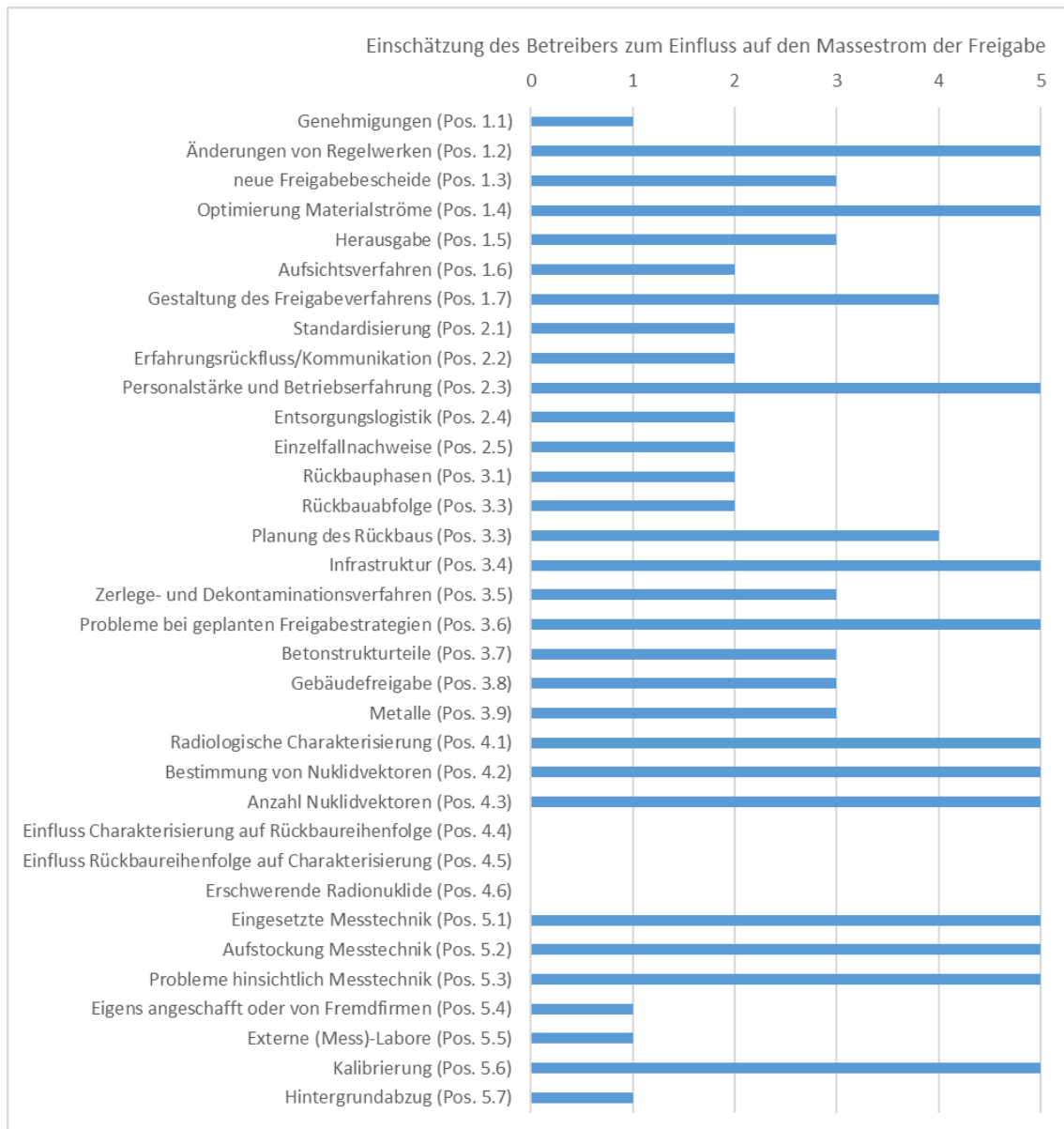


Abb. 3.1 Übersicht der für die WAK beantworteten Fragen des Fragenkatalogs und des durch den Betreiber eingeschätzten Einflusses auf den Massestrom

3.2 Anlage 2: Anlagenkomplex Sellafield, Vereinigtes Königreich

3.2.1 Randbedingungen für die Freigabe im Vereinigten Königreich

Das Genehmigungssystem für kerntechnische Anlagen im Vereinigten Königreich basiert auf einer Standortlizenz (Site Licence), die aus insgesamt 36 Lizenzbedingungen besteht. Diese Bedingungen regeln alle sicherheitsrelevanten Aspekte des Betriebs einer nuklearen Anlage, von der Inbetriebnahme über Änderungen bis hin zur Stilllegung und Entsorgung radioaktiver Stoffe. Zuständig für die Erteilung, Überwachung und

Durchsetzung dieser Lizenzbedingungen ist das Office for Nuclear Regulation (ONR). Eine ausführliche Beschreibung des Systems findet sich im offiziellen ONR Licence Condition Handbook /ONR 17/, das als zentrale Referenz für Betreiber und Aufsichtsbehörden dient.

Einige der Lizenzbedingungen sind besonders relevant im Zusammenhang mit radiologischer Sicherheit und dem Umgang mit Abfällen. So regelt beispielweise Lizenzbedingung 22 („Modification or experiment on existing plant“) den Umgang mit Änderungen an bestehenden Anlagen oder Betriebsabläufen. Hierbei müssen alle Modifikationen hinsichtlich ihres sicherheitstechnischen Risikos bewertet und in vier Kategorien (A bis D) eingestuft werden. Die Einstufung erfolgt auf Basis der potenziellen nuklearen oder radiologischen Auswirkungen auf das Personal oder die Öffentlichkeit. Änderungen der Kategorie A besitzen die höchste sicherheitstechnische Bedeutung, während Kategorie D geringfügige Anpassungen mit minimalem Risiko beschreibt. Die jeweilige Einstufung bestimmt das Maß an formaler Genehmigung und Überwachung durch das ONR.

Lizenzbedingung 32 („Accumulation of radioactive waste“) und Lizenzbedingung 33 („Disposal of radioactive waste“) befassen sich mit der Vermeidung und ordnungsgemäßen Entsorgung radioaktiver Abfälle. Betreiber sind verpflichtet, die Entstehung und Ansammlung von Abfällen so weit wie möglich zu minimieren. Dabei müssen sie die bestverfügbare – oder im UK-Recht sogenannte „vernünftige“ – Technik (Best Available Techniques, BAT) einsetzen. Ziel ist es, die Umweltbelastung so gering wie möglich zu halten und keine unnötigen radiologischen Risiken entstehen zu lassen.

Im Rahmen dieses Abfallmanagements hat die Freigabe von Materialien („Clearance“) stets Vorrang. Ist ein Material nachweislich unterhalb der geltenden radiologischen Grenzwerte, kann es als nicht-radioaktiv deklariert und wie herkömmlicher Abfall behandelt werden. Sollte das nicht möglich sein, kommen abgestufte Entsorgungswege zum Einsatz – beginnend mit VLLW (Very Low Level Waste) über LLW (Low Level Waste), ILW (Intermediate Level Waste) bis hin zu HLW (High Level Waste).

Insgesamt überwacht das ONR alle diese Prozesse intensiv. Dazu gehören regelmäßige Inspektionen, Audits sowie die Prüfung von sicherheitsrelevanten Genehmigungen und Berichten. Ziel ist es, während des gesamten Lebenszyklus einer kerntechnischen Anlage – von der Planung bis zur Stilllegung – ein durchgängig hohes Maß an nuklearer und radiologischer Sicherheit sicherzustellen.

Die NDA ist eine öffentliche Behörde, die dem britischen Ministerium für Wirtschaft, Energie und Industriestrategie (Department for Business, Energy & Industrial Strategy, BEIS) untersteht. Sie ist rechtlich verantwortlich für die Stilllegung und Sanierung eines Großteils der zivilen nuklearen Altlasten des Vereinigten Königreichs. Die NDA entwickelt die übergeordnete Strategie, weist Budgets zu, definiert Ziele und überwacht deren Umsetzung, führt jedoch keine Sanierungsarbeiten an ihren Anlagen selbst durch. Diese Aufgaben übernehmen spezialisierte Betreiberunternehmen an den jeweiligen Standorten.

Seit Oktober 2020 wurde das frühere Modell mit vertraglich gebundenen Muttergesellschaften in ein Konzernmodell überführt. Die Unternehmen Sellafield, Magnox, Dounreay Site Restoration Ltd. und Low Level Waste Repository, Ltd. (LLWR) sind seitdem direkte Tochtergesellschaften der NDA.

3.2.2 Antworten auf den Fragenkatalog

Die Positionen des Fragebogens wurden in Gesprächen mit Vertretern der Anlage Sellafield vor Ort und in einer Videokonferenz beantwortet und der Einfluss auf den Massestrom (Skala von 1 bis 5, siehe Kapitel 2.2) durch den Betreiber eingeschätzt. Die dargestellten Antworten auf die Fragen des Fragenkatalogs spiegeln dabei die Sicht des Betreibers wider. Im Rahmen des Austauschs mit den Vertretern aus Sellafield wurden im Vorfeld einige Positionen, welche insbesondere für die betrachteten Anlagen in Sellafield keine Bedeutung/Anwendung haben, aus der weiteren Betrachtung ausgeschlossen.

Eine Übersicht der beantworteten Fragen und des durch den Betreiber eingeschätzten Einflusses auf den Massestrom ist in Abb. 3.2 dargestellt.

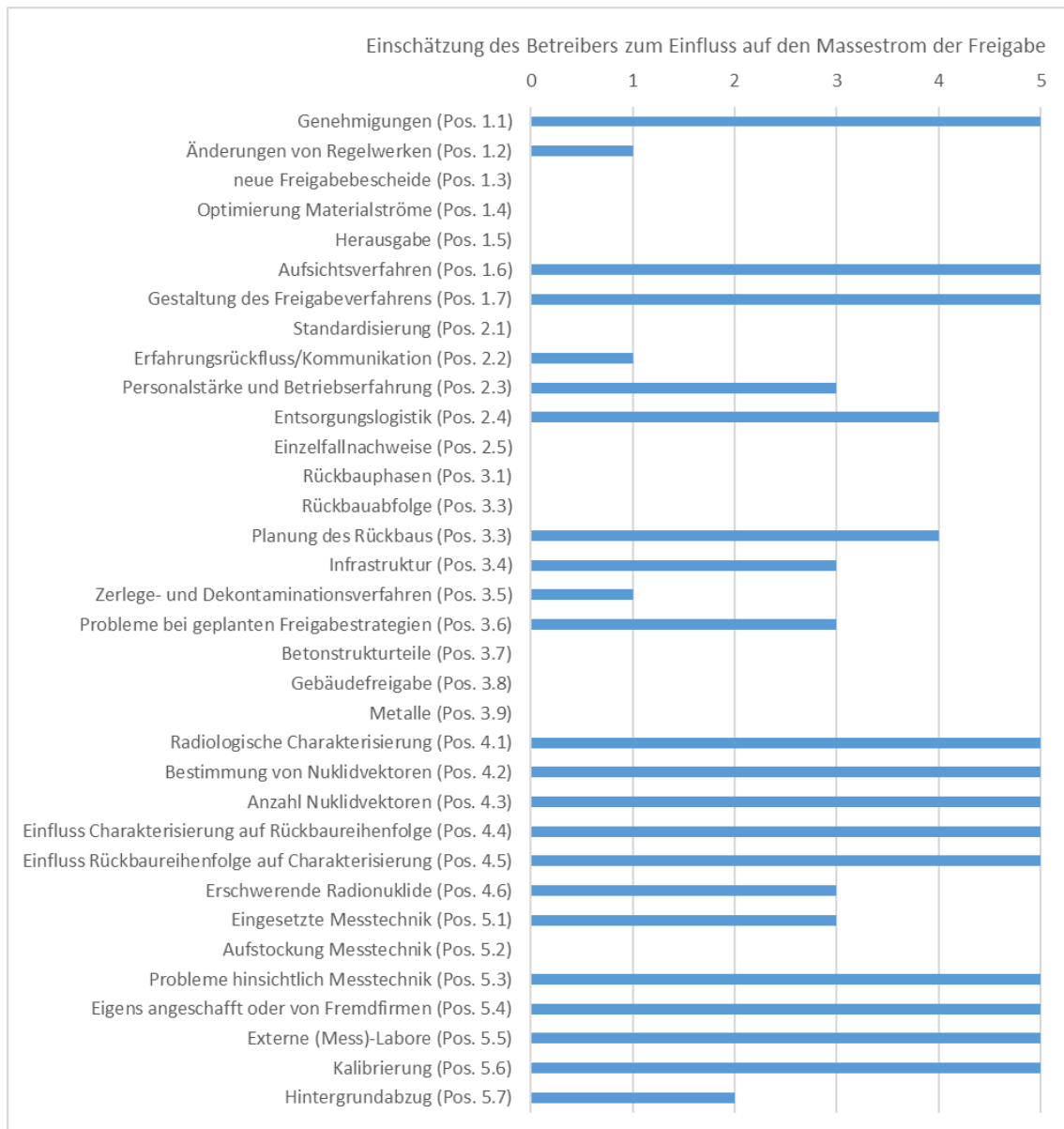


Abb. 3.2 Übersicht der für die Anlage Sellafield beantworteten Fragen des Fragenkatalogs und des durch den Betreiber eingeschätzten Einflusses auf den Massestrom

3.3 Anlage 3: Kernanlagen am Paul Scherrer Institut (PSI), Schweiz

3.3.1 Randbedingungen für die Freigabe in der Schweiz

Der folgende Textauszug zur Darstellung der Grundlagen der Freigabe in der Schweiz („Befreiung“) stammt aus dem Bericht von ProQual Ingenieurbüro GmbH (mit leichten redaktionellen Anpassungen), welcher im Rahmen eines Unterauftrages erstellt wurde.

Der grundsätzliche Aufbau der Schweizer Strahlenschutzgesetzgebung kann der folgenden Abb. 3.3 entnommen werden.

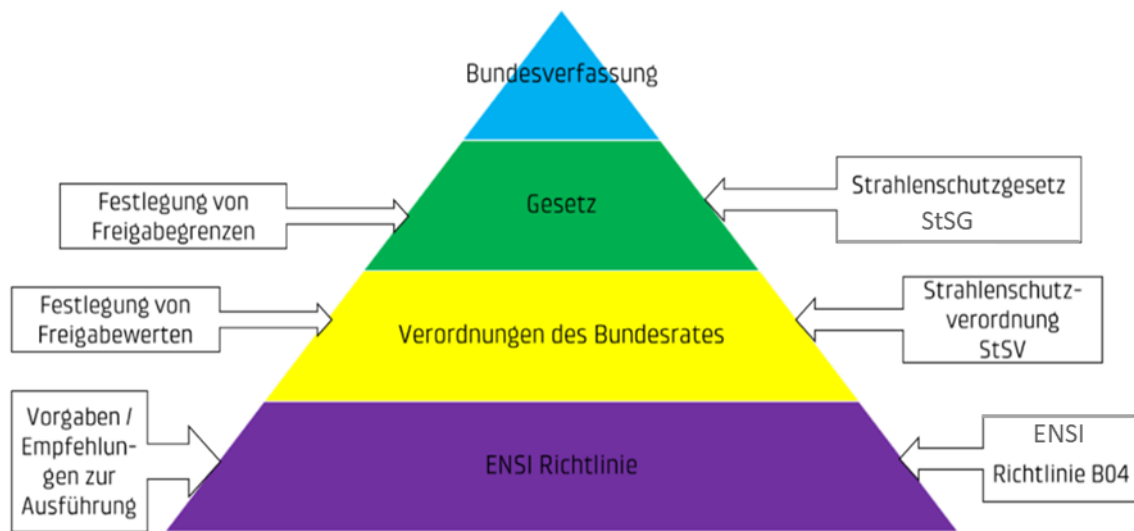


Abb. 3.3 Schweizer Gesetzgebung für den Strahlenschutz

Die grundlegenden Entsorgungsmöglichkeiten können Abb. 3.4 entnommen werden.

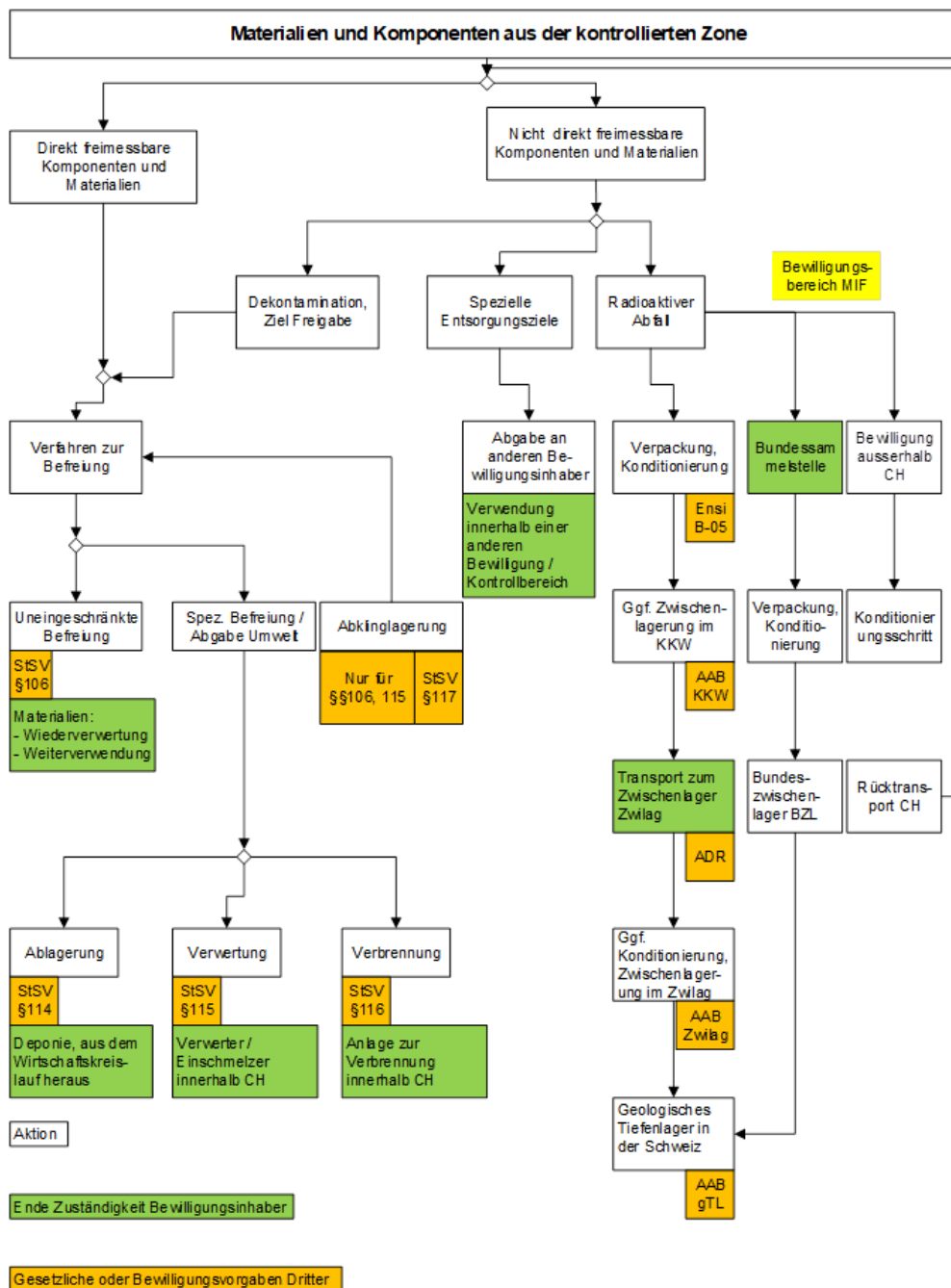


Abb. 3.4 Übersicht des Ablaufs der Entsorgung basierend auf den Artikeln der Schweizer Strahlenschutzverordnung (StSV)

3.3.1.1 Freigabeoptionen

Uneingeschränkte Befreiung

Nach Schweizer Regularien ist dafür Sorge zu tragen, dass möglichst wenig radioaktive Abfälle entstehen und möglichst wenig radioaktive Stoffe in die Umwelt gelangen. Der

Bundesrat legt die Voraussetzungen fest, unter denen radioaktive Abfälle geringer Aktivität an die Umwelt abgegeben werden dürfen (Artikel 26 Strahlenschutzgesetz (StSG)). Diese Vorgaben des StSG wurden in der StSV am 26. April 2017 in Kraft gesetzt (Stand 1. Januar 2022) /StSV 22/.

Die Bedingungen für die uneingeschränkte Befreiung sind im Artikel 106 StSV niedergelegt. Diese sind im Grundsatz mit den Bedingungen in Deutschland vergleichbar, beinhalten jedoch neben der spezifischen Aktivität und der Oberflächenkontamination (auf die ggf. verzichtet werden kann) ein zusätzliches Kriterium, nämlich die Dosisleistung in 10 cm Abstand.

In der Strahlenschutzverordnung Anlage 3 sind Freigabewerte hinterlegt, welche die IAEA Basic Safety Standards (GSR Part 3 /IAEA 14/) umsetzen sowie Mittelungskriterien, die bei der Befreiung grundsätzlich zu berücksichtigen sind.

Das zielgerichtete Vermischen von radioaktiven Materialien mit sonstigen Materialien zum Zweck der Befreiung ist verboten.

Spezifische Befreiung

Wesentliche Unterschiede zum deutschen Vorgehen sind im Bereich spezifische Befreiung vorhanden, welche in den Art. 114 bis 116 StSV niedergelegt sind. Eine weitere Besonderheit ist Art. 117 StSV, in welchem eine Verpflichtung zur Abklinglagerung definiert ist.

Im Gegensatz zu den Vorgaben in Deutschland sind keine speziellen Spalten mit Freigabewerten und weiteren Randbedingungen in der StSV niedergelegt, es erfolgt ein Bezug auf das Vielfache der Freigabewerte nach Art. 106. Es besteht kein Bezug auf spezielle Berechnungsmodelle/spezifische Berechnungen von Werten über das 10 $\mu\text{Sv/a}$ Kriterium für eine Person der Bevölkerung.

Im Folgenden werden die Inhalte der Art. 114 bis 117 StSV dargestellt:

- Art. 114: Ablagerung mit Zustimmung der Bewilligungsbehörde

Dies umfasst die Bedingungen zur Abgabe radioaktiver Abfälle an eine konventionelle Abfalldéponie, welche radiologisch und konventionell der Aufsichtsbehörde BAG untersteht. Diese hat eine Verfahrensregel/Wegleitung „Ablagerung von radioaktiven Abfällen mit geringer Aktivität auf einer Déponie“ dazu herausgegeben, in welcher zusätzliche Bedingungen für die Annahme niedergelegt sind.

Eine Bewilligung des ENSI reicht also nicht, auch die Déponie muss eine konkrete Zustimmung durch das BAG haben. Ebenso ist eine Zustimmung des Déponiebetreibers und des Standortkantons erforderlich.

Der im Art. 114 eröffnete Entsorgungsweg ist nicht für große Mengen geeignet. Der Betreiber muss einen Nachweis vorlegen, dass die Entsorgung auf der Déponie die beste Lösung für Mensch und Umwelt ist, und eine Begründung vorlegen, weshalb andere Entsorgungswege unverhältnismäßig sind.

- Art. 115: Verwertung mit Zustimmung der Bewilligungsbehörde

Die Bewilligungsbehörde kann Bedingungen für die Verwertung von radioaktiven Abfällen, insbesondere Metallen, mit einer spezifischen Aktivität von maximal dem Zehnfachen der Befreiungsgrenze festlegen, wenn sichergestellt werden kann, dass die nach der geplanten Verwertung anfallenden Materialien die Befreiungsgrenze unterschreiten.

Auch hierzu wurde vom BAG als zuständiger konventionellen Aufsichtsbehörde eine Wegleitung „Überprüfung von Abfällen und Recyclingmaterialien auf mögliche Radioaktivität“ erstellt, welche sich schweizweit an Entsorgungs- und Recyclingbetriebe richtet. Sie soll den betroffenen Betrieben eine Hilfestellung geben, wie die Überprüfung auf mögliche Aktivität in den Abfällen, Recycling und Déponiematerialien in der Praxis umgesetzt werden können.

- Art. 116: Verbrennung mit Zustimmung der Bewilligungsbehörde

Brennbare radioaktive Abfälle können mit Zustimmung der Bewilligungsbehörde in Anlagen zur thermischen Behandlung von Abfällen nach der Abfallverordnung vom 4. Dezember 2015 verbrannt werden. Für die Verbrennungsrückstände muss die Einhaltung der Werte für die Befreiung nachgewiesen werden und die wöchentlich zur Verbrennung zugelassene Aktivität darf das Tausendfache der Bewilligungs-

grenze nicht überschreiten.

Dies ist kein allgemeingültiger Entsorgungsweg, nur in begründeten Fällen kann die Bewilligungsbehörde der Verbrennung brennbarer radioaktiver Abfälle zustimmen, die Radionuklide aus kerntechnischem Umgang enthalten.

Eine Wegleitung³ ist in Arbeit, erste Wege zum Öffnen des Entsorgungspfades (Verbrennung von Overalls) sind in Diskussion von Aufsichtsbehörden und Verbrennungsanlagen. Es gibt keine großen Mengen an radioaktiven Materialien, welche dies erfüllen.

- Art. 117: Abklinglagerung

Radioaktive Abfälle, die ausschließlich Radionuklide mit Halbwertszeiten von 100 Tagen oder weniger enthalten, müssen wenn immer möglich in den Betrieben, in denen sie anfallen, zurückbehalten werden, bis ihre Aktivität so weit abgeklungen ist, dass sie nach Artikel 106 freigemessen oder im Rahmen bewilligter Ableitungen an die Umwelt abgegeben werden können.

Radioaktive Abfälle, deren Aktivität aufgrund des radioaktiven Zerfalls spätestens 30 Jahre nach dem Ende der Verwendung des ursprünglichen Materials so weit abgeklungen ist, dass sie nach Artikel 106 freigemessen oder nach Artikel 115 verwertet werden können, müssen bis zum Erreichen dieses Zeitpunktes gelagert werden, wenn keine günstigere Alternative für Mensch und Umwelt zur Verfügung steht.

Sie sind von den radioaktiven Abfällen, welche diese Voraussetzung nicht erfüllen, zu trennen und während der Abklingzeit so zu verpacken und zu lagern, dass ein unkontrollierter Austritt radioaktiver Stoffe verhindert und eine Brandgefahr vermieden wird, sie sind zu kennzeichnen und mit einer Dokumentation zu versehen, die über Art, Aktivitätsinhalt und Zeitpunkt der möglichen Befreiung Auskunft gibt und vor der Befreiung muss sichergestellt werden, dass Artikel 106 beziehungsweise 112 oder 115 eingehalten wird.

³ In der Schweiz ist eine Wegleitung im Kontext des Strahlenschutzes eine Vollzugshilfe, die vom Bundesamt für Gesundheit (BAG) herausgegeben wird. Sie dient dazu, die technischen und rechtlichen Anforderungen aus Gesetzen und Verordnungen – insbesondere der StSV – konkret und praxisnah zu erläutern.

Die Bewilligungsbehörde legt die technischen Anforderungen für Abklinglager und die damit im Zusammenhang stehenden Tätigkeiten fest.

Eine Befreiung nach den Artikeln der Strahlenschutzverordnung kann auch extern innerhalb einer anderen Bewilligung erfolgen (z. B. Zwiilag).

3.3.1.2 Messtechnischer Nachweis

Die messtechnischen Nachweise entsprechen grundsätzlich denen, welche auch in Deutschland erforderlich sind. Basierend auf der radiologischen Charakterisierung wird ein Nuklidvektor zum Nachweis der Unterschreitung der Freigabewerte festgelegt.

3.3.1.3 Art der Messungen

Orientierende Messungen

Das Freigabeverfahren beginnt mit orientierenden Messungen. Diese Messungen werden mit folgender Zielsetzung durchgeführt:

- Prüfung der Freigabehöflichkeit
- Auffinden von Orten lokal erhöhter Aktivität
- Prüfung der Homogenität der Aktivitätsverteilung
- Ggf. Prüfung eines Dekontaminationserfolges
- Ggf. Ausschleuskontrolle bei Entscheidungsmessungen außerhalb der Kontrollierten Zone

Es ist nicht immer zwingend erforderlich, vor der Entscheidungsmessung eine Orientierungsmessung durchzuführen; dies gilt z. B. für alle Materialien, die auf Grund ihrer Funktion und ihres Einsatzortes keinem Verdacht auf eine relevante Kontamination unterliegen.

Als Messverfahren wird bevorzugt die Entnahme von Wischtesten eingesetzt, welche zunächst mittels Gesamt- α/β -Verfahren ausgewertet werden. Zusätzlich können Wischteste auch gammaspektrometrisch oder auch ggf. mittels LSC-Messungen ausgewertet werden.

Des Weiteren werden Kontaminationsmonitore eingesetzt (dynamische Messungen zur Identifikation von Aktivitätsansammlungen, in einem geringen Abstand zum zu vermessenden Objekt, möglichst flächendeckend).

Entscheidungsmessungen

Entscheidungsmessungen dienen dem Nachweis, dass die Freigabewerte im Zusammenhang mit den zugehörigen Mittelungskriterien mit einer ausreichenden Sicherheit unterschritten werden.

Gebinde werden in der Regel vollständig gemessen. Nur in Sonderfällen, z. B. bei homogenisierten Schüttgütern oder bei Flüssigkeiten kann die Entscheidungsmessung auch nur mittels repräsentativer Stichproben erfolgen. Die Ergebnisse dieser Messungen werden ggf. zusätzlich statistisch bewertet und müssen eine ausreichende Homogenität widerspiegeln.

Die Entscheidungsmessungen bilden grundsätzlich den Abschluss der im Zusammenhang mit dem radiologischen Freigabeverfahren durchzuführenden Messungen. Eine Freigabe kann erfolgen, sobald die Dokumentation vollständig ist und die Freigabe durch den sogenannten Freigabebeauftragten erfolgt ist (vorbehaltlich Wartefristen für Kontrollmessungen der zuständigen Behörde).

Als Messverfahren werden vorzugsweise Kontaminationsmonitore eingesetzt. Werden bei den orientierenden Messungen Bereiche mit erhöhter Aktivitätskonzentration festgestellt, erfolgt dort eine statische Messung und ggf. eine Probenahme.

Messungen mit Gesamtgammamessanlagen oder In-Situ-Gammaspektrometrie Messanlagen zählen ebenso zu Entscheidungsmessungen wie die Entnahme von Proben mit anschließender gammaspektrometrischer Auswertung.

Bereiche, die mit Kontaminationsmonitoren nicht erreicht werden können, sind möglichst zu beproben (Materialprobe) und gammaspektrometrisch auszuwerten. In Ausnahmefällen können auch Wischtaste genommen werden, welche bei Befund auf dem Wischtestmessplatz gammaspektrometrisch zusätzlich ausgewertet werden.

Alternativ zu Beprobungen und gammaspektrometrischer Auswertung können auch In-Situ-Gammaspektrometrie Messungen ausgeführt werden.

Neben den Festlegungen in der ENSI Richtlinie B-04 werden für die Messausführung insbesondere folgende DIN-Normen zugrunde gelegt:

- DIN 11929: Messtechnik, Bewertung des Messsignals (statistische Sicherheit, obere Vertrauensgrenze, Bester Schätzer, Nachweisgrenze, Erkennungsgrenze)
- DIN 25457: Verfahrenstechnische Anwendung, Vorgehensweise zu berücksichtigende Randbedingungen bei der Ausführung von Messungen, unterteilt in verschiedene Anwendungsbereiche (Grundlagen, Komponenten, Gebäudestrukturen, Arealflächen)

Qualitätssichernde Maßnahmen und Dokumentation

Für alle Freimessungen sind qualitätssichernde Maßnahmen (QM) zu ergreifen, die in einem dokumentierten Freigabeverfahren geregelt sind. Dieses behandelt alle relevanten Aspekte für die Befreiung der Materialien.

Aus der Entscheidungsmessung resultierende zusätzliche Messungen, z. B. wenn interne Schwellwerte für zusätzliche Prüfungen überschritten werden, sind in einem unmittelbaren Zusammenhang mit der Entscheidungsmessung zu sehen und dort auch zu dokumentieren.

3.3.2 Antworten auf den Fragenkatalog

Die Positionen des Fragebogens wurden schriftlich vom PSI im Rahmen eines Unterauftrages beantwortet und der Einfluss auf den Massestrom (Skala von 1 bis 5, siehe Kapitel 2.2) durch den Betreiber eingeschätzt. Von den Vertretern des Paul Scherrer Instituts wurde zusätzlich der optionale Fragenblock „Dekontaminationstechniken“ beantwortet. Alle Fragen wurden zusätzlich vor Ort bzw. im Rahmen mehrerer Videokonferenzen mit dem Betreiber diskutiert.

Die gelieferten Informationen, Einschätzungen und Daten beziehen sich auf die drei in Stilllegung befindlichen Forschungsreaktoren Saphir, Diorit und Proteus sowie auf die Versuchsverbrennungsanlage (VVA) des PSI.

Eine Übersicht der beantworteten Fragen und des durch den Betreiber eingeschätzten Einflusses auf den Massestrom ist in Abb. 3.5 dargestellt.

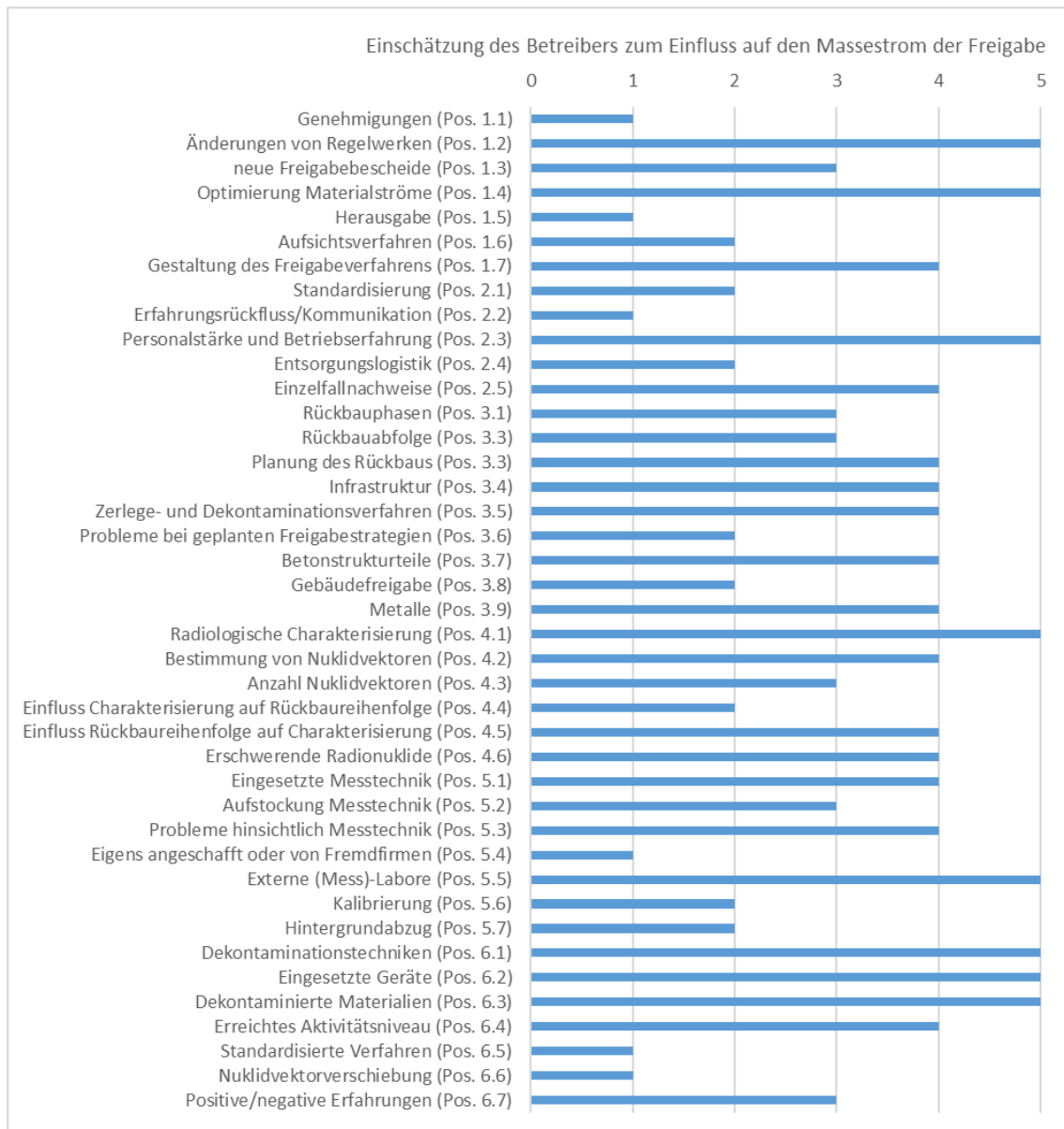


Abb. 3.5 Übersicht der für die Nuklearanlagen am PSI beantworteten Fragen des Fragenkatalogs und des durch den Betreiber eingeschätzten Einflusses auf den Massestrom

4 Identifikation und Quantifizierung von Einflussfaktoren auf die Freigabe (Arbeitspaket 3)

Im AP 3 wurden auf Grundlage der in AP 2 zusammengestellten detaillierten Informationen zu Abbaustrategien, -techniken und Messverfahren die maßgeblichen Einflussfaktoren auf den Massestrom der Freigabe herausgearbeitet. Weiterhin wurden die relativen Änderungen der anfallenden Massen in Abhängigkeit der Veränderung von Einflussgrößen untersucht.

4.1 Gegenüberstellung der Strategien

Im ersten Schritt wurden die in AP 2 ermittelten Vorgehensweisen und Strategien der gewählten Anlagen im In- und Ausland gegenübergestellt, miteinander verglichen und zu einem Gesamtbild zusammengefügt. Dabei wurden neben den herausgearbeiteten Literaturangaben insbesondere auch die relevanten mit den Betreibern diskutierten Fragen genutzt. Insbesondere die ermittelten Vorgehensweisen im Ausland können auch als Vergleichsmaßstab zur Bewertung der Einflussgrößen auf den Massestrom dienen.

4.1.1 Vorgehensweisen und Strategien

Als Stilllegungsstrategie wird der konzeptionelle Plan zur Stilllegung einer kerntechnischen Anlage, mit dem Ziel den genehmigten Endzustand zu erreichen, bezeichnet. Es lassen sich zwei Strategien unterscheiden, nach denen die Stilllegung in Deutschland im Allgemeinen durchgeführt wird: der direkte Abbau oder der Abbau nach einem sicheren Einschluss. Für Kernkraftwerke wurde jedoch mit dem Gesetz zur Neuordnung der Verantwortung in der kerntechnischen Entsorgung (VkeNOG) vom 16. Juni 2017 festgelegt, dass diese unverzüglich stillzulegen und abzubauen sind. Die Stilllegung kerntechnischer Anlagen untergliedert sich oftmals in mehrere Phasen. Jede dieser Phasen bedarf einer eigenen atomrechtlichen Genehmigung und hat einen klar definierten Umfang. Der Ablauf der Genehmigungsverfahren zur Stilllegung ist grundsätzlich zwischen Kernkraftwerken, Forschungsreaktoren und Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung vergleichbar /GRS 17/.

Die zwei in Deutschland angewandten Varianten der Stilllegung sind im Folgenden zusammengefasst (siehe auch Abb. 4.1):

- Der „Direkte Abbau“, bei dem sich die Maßnahmen für den Abbau einer Anlage oder von Teilen sowie die Entlassung des Kraftwerkstandortes aus der atomrechtlichen Überwachung unmittelbar an die Betriebs- bzw. Nachbetriebsphase anschließen. Diese Variante ist nach Empfehlung der Kommission zur Überprüfung der Finanzierung des Kernenergieausstiegs (KFK) zu bevorzugen.
- Die Variante „Sicherer Einschluss“ umfasst die drei zeitlich und ggfs. genehmigungstechnisch getrennten Phasen: Herleitung des Sicheren Einschlusses, Betrieb des Sicheren Einschlusses und späterer Abbau mit der Entlassung des (Kraftwerk-)Standortes aus der atom- und strahlenschutzrechtlichen Überwachung. Diese Variante ist in Deutschland nur noch in besonderen Fällen und mit ausführlicher Begründung möglich.

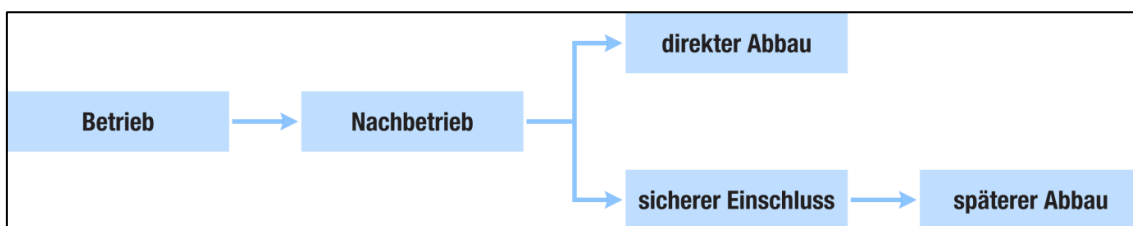


Abb. 4.1 Stilllegungsstrategien

Beide Varianten bilden einen möglichen Rahmen für die Stilllegung, wobei dem direkten Abbau der Vorzug gegeben werden soll. Es können beide Varianten je nach Ausprägung noch in Untervarianten und Zwischenlösungen gegliedert werden, z. B. können Anlagenteile und Gebäude für andere kerntechnische oder konventionelle Zwecke genutzt werden.

Gemeinsam ist beiden Strategien, dass vor Beginn der eigentlichen Stilllegung in der sogenannten Nachbetriebsphase die Planung der Stilllegung und Arbeiten zur Vorbereitung des Anlagenabbaus durchgeführt werden, soweit dieses innerhalb der geltenden Betriebsgenehmigung möglich ist.

4.1.1.1 Direkter Abbau

Das Ziel des Direkten Abbaus ist es, alle Einrichtungen und Anlagenteile zu demontieren und die Reststoffe schadlos zu verwerten oder als radioaktive Abfälle geordnet zu beseitigen und den Standort radiologisch freizugeben.

Dazu gehören sowohl der Abbau bis zur „Grünen Wiese“ wie auch der Teilabbau, bei dem alle nuklearen Komponenten der Anlage abgebaut und beseitigt, aber andere Anlagenteile wie z. B. Gebäude erhalten und einer neuen Nutzung zugeführt werden. Der vollständige Abbau wird für die meisten Leistungsreaktoren und auch Forschungsreaktoren höherer Leistung durchgeführt. Der Teilabbau erfolgt eher bei Nullleistungsreaktoren oder Forschungsreaktoren kleiner und mittlerer Leistung, die in weiterhin nutzbare Gebäudestrukturen eingebunden waren.

Der Direkte Abbau beginnt mit der Erteilung der Stilllegungs- und Abbaugenehmigung nach § 7 Abs. 3 AtG /ATG 22/ und stellt die bevorzugte Variante der Stilllegung nach dem Ende des (Leistungs-)Betriebs da. Er endet im Allgemeinen mit der Entlassung des Standortes aus der atom- und strahlenschutzrechtlichen Überwachung.

Bei der Wahl des Stilllegungskonzeptes sprechen aus Sicht der Betreiber /EIC 91/ drei wesentliche Gründe für einen direkten Abbau der Anlage:

- Das anlagenkundige Personal bietet eine Gewähr dafür, dass die für die Minimierung der Strahlenbelastung notwendigen Kenntnisse auch beim Abbau problematischer Anlagenteile vorhanden sind. Der Vorteil der „geringen Dosis“ bei Abbau nach „Sicherem Einschluss“ wird wegen der dann fehlenden Anlagenkenntnisse mit großer Wahrscheinlichkeit nicht genutzt werden können. Die Strahlenbelastung könnte durch fehlende Anlagenkenntnisse u. U. größer sein als beim direkten Abbau.
- Das Leitnuklid Co-60 ist nach der Periode des „Sicheren Einschlusses“ (etwa 30 a) weitgehend abgeklungen und andere Nuklide (Betastrahler) werden dominierend, so dass die Freimessungen mit Hilfe probenorientierter Betamesstechnik durchgeführt werden müsste. Die Kostenbelastung wäre deutlich höher und zeitaufwendiger als die sonst übliche Gammamesstechnik.
- Die Kollektivdosis für den direkten Abbau liegt weit unter den Werten für Arbeiten während des Normalbetriebs. Die Strahlenbelastung beim Abbau ohne vorangegangenen „Sicheren Einschluss“ würde demzufolge nicht zu unzulässigen Werten führen.

4.1.1.2 Sicherer Einschluss

Die Herleitung des sicheren Einschlusses ist die erste Phase in der Stilllegungsvariante „Sicherer Einschluss“. In dieser Phase wird die Anlage für die Einschlusszeit mit dem Ziel hergerichtet, die Integrität des Einschlusses über die Einschlusszeit zu gewähr-

leisten, die Umgebung sowie das Personal vor Schäden und unzulässiger Strahlenexposition zu schützen und den Aufwand für den Betrieb des Sicheren Einschlusses zu reduzieren.

Dieses Ziel wird erreicht durch die bestehenden passiven Barrieren, durch aktive Überwachungs- und Meldesysteme sowie durch administrative Maßnahmen.

Die Maßnahmen zur Herleitung des Sicheren Einschlusses reichen vom weitgehenden Abtrennen und Verschließen der Zugänge und der den Einschlussbereich verlassenden Medienleitungen bis zu Demontagetätigkeiten zum Eingrenzen des Einschlussbereiches.

Der Sichere Einschluss zeichnet sich insbesondere durch folgende Merkmale aus:

- Brennelemente, flüssige bzw. gasförmige Medien sind entfernt, alle Systeme sind entleert, getrocknet, kalt und drucklos.
- Die Barrierewirkung der verbleibenden Systeme und Gebäudestrukturen bleibt erhalten.
- Der Betrieb der Lüftungsanlagen ist auf das notwendige Minimum reduziert.

Außer einigen leittechnischen Einrichtungen und einem Abwassersammelsystem sind keine weiteren Systeme in Betrieb. In Einzelfällen werden bestimmte Systeme kurzzeitig während der Begehungen in Betrieb genommen.

Der Betrieb des Sicheren Einschlusses dient der Aufrechterhaltung und Kontrolle der Integrität der eingeschlossenen Anlage. Hierzu ist eine Sicherheits- und Strahlenschutzüberwachung vorgesehen, und es werden notwendige Systeme je nach Erfordernis zeitweise betrieben.

In der Phase „Späterer Abbau“, die der Einschlusszeit folgt, werden alle Einrichtungen und Anlagenteile demontiert, die Reststoffe schadlos verwertet oder als radioaktive Abfälle geordnet beseitigt und der Standort aus der atom- und strahlenschutzrechtlichen Überwachung entlassen.

Für den Späteren Abbau ist eine Genehmigung erforderlich, die rechtzeitig vor dem Ende der Einschlusszeit beantragt werden muss. Die dann für den Abbau benötigten Einrichtungen werden wieder in Betrieb genommen oder neu installiert.

4.1.1.3 Grundsätzliche Vorgehensweise beim Abbau

Soll in Deutschland eine kerntechnische Anlage, deren Errichtung und Betrieb nach dem Atomgesetz genehmigt worden war, stillgelegt werden, so muss der Betreiber bzw. Eigentümer der Anlage eine Stilllegungsgenehmigung beantragen. Bei größeren Anlagen kann es zweckmäßig sein, das Genehmigungsverfahren auf mehrere Genehmigungen aufzuteilen. Die in der Stilllegungsgenehmigung gestatteten Arbeiten werden von den zuständigen Landesbehörden im Aufsichtsverfahren überwacht. Für die Aufsichtspraxis wird hierzu ein gestuftes Verfahren angewendet, je nach Umfang und Auswirkung auf die Sicherheitstechnik der Anlage. So wird sichergestellt, dass Änderungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, durch Sachverständige geprüft, ggf. abgenommen und durch die Landesbehörde genehmigt werden. Geringfügigere Änderungen können je nach Kategorie durch Anzeige bei der Behörde vom Betreiber selbständig durchgeführt werden.

Im Rahmen der Betriebsgenehmigung können bereits einige stilllegungsgerichtete Maßnahmen durchgeführt werden. Die bereits begonnenen stilllegungsgerichteten Maßnahmen werden im Rahmen der Stilllegungs- und Abbaugenehmigung fortgeführt.

Die bisher gewonnenen Erfahrungen haben gezeigt, dass es meist vorteilhafter ist, mit der Demontage aktivierter Komponenten, Abbau „von innen nach außen“, zu beginnen. Dies erfolgt, um einerseits Platz für die Durchführung der Arbeiten an den Großkomponenten und für den Transport der demontierten Komponenten zur internen und externen Nachbearbeitung zu schaffen und andererseits, um möglichst frühzeitig Komponenten mit höherer Radioaktivität zu entfernen, um Ortsdosisleistungen in den Arbeitsbereichen zu senken. Die Demontage aktivierter und kontaminierter Komponenten kann parallel durchgeführt werden. Die Vorgehensweise erfolgt so weit wie möglich raumweise. In bestimmten Situationen kann es allerdings erforderlich sein systemweise vorzugehen. Ein weiterer Gesichtspunkt bei der Abbaureihenfolge ist das Material, also z. B. zunächst der Abbau metallischer Komponenten und anschließend von Beton.

Alternativ kann umgekehrt in den Bereichen mit geringer Kontamination begonnen werden, um anschließend in Bereiche mit höherer Kontamination fortzuschreiten; es wird »von außen nach innen« vorgegangen.

Die Abbauschritte werden im Stilllegungskonzept beschrieben. Die Stilllegungsplanung wird im Hinblick auf die endgültige Außerbetriebnahme einer Anlage erarbeitet. Sie

konkretisiert das Stilllegungskonzept und enthält auch die Wahl einer Stilllegungsstrategie. Diese obliegt zunächst dem Betreiber der Anlage und wird von der zuständigen Landesbehörde geprüft. /BMU 21/

4.1.2 Forschungsreaktoren

Die Stilllegung von Forschungsreaktoren verläuft nach demselben Prinzip wie die eines Kernkraftwerks. Der Ablauf des Genehmigungsverfahrens und die einzusetzenden Techniken für Dekontamination, Zerlegung und Abfallkonditionierung weisen große Gemeinsamkeiten auf. Allerdings sind der Anlagenumfang und das radioaktive Inventar bei einem Forschungsreaktor deutlich geringer als bei einem Kernkraftwerk, z. B. fehlt in der Regel u. a. der gesamte technische Anlagenteil zur Stromerzeugung. Andererseits werden Forschungsreaktoren im Laufe ihres Betriebs häufiger verändert. Das Spektrum an Radionukliden kann bei Kontaminationen im Bereich der Experimentier-Einrichtungen individuell verschieden sein. Insgesamt kann ein Forschungsreaktor innerhalb eines kürzeren Zeitraums (zwischen einigen Monaten und einigen Jahren) als ein größerer Leistungsreaktor abgebaut werden /GRS 17/.

Im Eigenforschungsvorhaben 4719E03510 wurde u. a. die Stilllegung des Forschungsreaktors am Forschungsstandort Rossendorf untersucht. Die Stilllegung in Rossendorf fand nach dem Prinzip des direkten Abbaus statt und wurde in drei sogenannte Rückbaukomplexe (Forschungsreaktoren, Isotopenproduktionsanlagen, Sammel- und Behandlungsanlagen) gegliedert /VKT 21/. Die Zuordnung der einzelnen Anlagen zu den Rückbaukomplexen erfolgte aufgrund ihrer räumlichen Lage, die ihrerseits an funktionalen Gesichtspunkten ausgerichtet war. Innerhalb der Rückbaukomplexe wurden sogenannte Teilprojekte oder Abbruchbereiche definiert, die teils einzeln, teils parallel bearbeitet wurden. Das Abbaugeschehen im VKTA lief in allen Rückbaukomplexen über lange Zeiten parallel. Es gab insgesamt vier Stilllegungsgenehmigungen (mit vielen Einzelgenehmigungen), welche zusammen mit ihren Änderungen die Grundlage für die Stilllegung und den Abbau des RFR bildeten. Die Durchführung der Freigabe war weitgehend entkoppelt von den Stilllegungsgenehmigungen und wurde im behördlichen Freigabebescheid von 2005 grundlegend geregelt. Demnach wurden freigaberelevante Messungen entsprechend eines in Fachanweisungen geregelten und qualifizierten Verfahrens durchgeführt und waren in jedem Stilllegungsschritt grundsätzlich anwendbar. Abweichungen wurden im Rahmen von Freimessprogrammen spezifiziert und mit den zuständigen Aufsichtsbehörden abgestimmt (Pos. 1.1 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.1) /GRS 22a/. Für die Abbauabfolge spielten die Aspekte der Freigabe nur eine

untergeordnete Rolle. Übergeordnet waren Strahlenschutzaspekte bei den Arbeiten zu beachten. Es wurde entsprechend folgender Prinzipien verfahren (Pos. 3.1/3.2 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.3) /GRS 22a/:

- Aktivierter und höher kontaminierte Stoffe zuerst (vor allem, um Störstrahlung bei der verwendeten Messtechnik zu reduzieren)
- In-situ (Freigabe-)Messungen erst möglich, wenn die Störstrahler entfernt sind
- vom Gefährlichen zum Ungefährlichen
- funktionierende Technik/Gebäudestruktur so lange wie möglich einsetzen
- „Teilung“ von Gebäuden führte in Summe zu einer Vielzahl an Abbauprojekten

Die im vorliegenden Eigenforschungsvorhaben untersuchten Forschungsreaktoren am PSI werden ebenfalls direkt abgebaut. Insgesamt werden zurzeit am PSI fünf Stilllegungsprojekte von kerntechnischen Anlagen durchgeführt, welche parallel in einer einheitlichen Organisationsstruktur vorangetrieben werden. Darunter befinden sich vier Kernanlagen (VVA, Proteus, Saphir, Diorit) sowie das Sanierungsprojekt „Aktivabwasser“. Die aktuelle Zeitplanung der verschiedenen Rückbauprojekte wurde z. B. auf der Fachtagung KONTEC 2023 /FIC 23/ dargestellt.

Die Genehmigung der Messverfahren für die Freigabe erfolgte für diese schweizerischen Kernanlagen im Rahmen der Stilllegungsgenehmigungen. Dies war für Abfälle in einer frühen Phase des Abbaus und für die stehenden Strukturen in einer späten Phase der Fall (Pos. 1.1 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.1). Die Abbauphasen sind projektabhängig definiert worden und nicht zwingend vergleichbar zwischen den verschiedenen Projekten. In der Regel beginnt die Stilllegung mit Abschluss des Nachbetriebs; anschließend folgen eine oder mehrere Abbauphasen (Vorbereitung, Entfernung radioaktiver Komponenten, Demontage, Befreiung, Gebäudeabbruch) und zum Schluss erfolgt die Entlassung aus dem Kernenergiegesetz. In allen Phasen sind Materialfreigaben notwendig. Je nach Phase unterscheidet sich der Aufwand, der für die Materialfreigabe betrieben werden muss (Pos. 3.1 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.3). Die Abbauabfolge ist ebenfalls projektabhängig. Bei den Forschungsreaktoren wurden stets zuerst die höher aktivierten/kontaminierten Komponenten ausgebaut. Bei der Versuchsverbrennungsanlage wurde in umgekehrter Reihenfolge vorgegangen (Pos. 3.2 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.3). Insgesamt wurden die Aspekte der Freigabe bei der Planung der Abbaustrategie und -reihenfolge berücksichtigt. Es wurde stets eine präzise Separation von

aktivem/inaktivem Material angestrebt, um die Materialmengen, die befreit werden können, zu optimieren (Pos. 3.3 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.3).

Die Vorgehensweisen an den beiden Forschungsstandorten Rossendorf und PSI sind insofern vergleichbar, als dass es am jeweiligen Standort mehrere parallelaufende Abbauprojekte gab/gibt, welche sich abhängig von den jeweiligen Gegebenheiten in individuelle Abbauphasen gliedern. In den meisten Teilprojekten (insbesondere für die Forschungsreaktoren) erfolgte der Abbau von heiß nach kalt. Weiterhin werden in allen Phasen Freigaben durchgeführt. Wenn möglich wurden generische mit den Behörden abgestimmte Freigabekonzepte festgelegt. Während die Aspekte der Freigabe in Rossendorf bei der Festlegung der Abbaustrategie und -planung eine eher untergeordnete Rolle spielten, wurden diese am PSI bereits stärker berücksichtigt, um eine Optimierung der freigegebenen Massen zu erzielen.

4.1.3 Anlagen der Ver- und Entsorgung

Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung dienen beispielsweise der Herstellung oder Wiederaufarbeitung von Brennelementen oder der Konditionierung von Abfällen. Unter diesem Oberbegriff sind damit sehr verschiedene Anlagentypen zusammengefasst, die sich nur sehr eingeschränkt miteinander vergleichen lassen. Der Ablauf der Genehmigungsverfahren zur Stilllegung ist mit der Stilllegung von Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren vergleichbar. In technischer Hinsicht unterscheiden sich die Projekte jedoch deutlich von der Stilllegung von Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren. Dies liegt vor allem daran, dass Anlagen der Ver- und Entsorgung aufgrund der mechanischen und chemischen Verarbeitung von Kernbrennstoff während des Betriebes eine erhebliche Kontamination mit Uran und anderen alphastrahlenden Radionukliden aufweisen können. Aktivierte Materialien spielen andererseits keine Rolle. Die Radioaktivität kann viel geringer aber auch viel höher als in einem Kernkraftwerk sein. Daher stellen sich andere Anforderungen an Dekontaminations- und Abbautechniken und den Strahlenschutz des Personals. Der Aufwand und damit auch die Dauer der Stilllegung ist vom genauen Anlagentyp abhängig und für Wiederaufarbeitungsanlagen aufgrund der stellenweise sehr hohen Strahlenbelastung am größten, da in Wiederaufarbeitungsanlagen Kernbrennstoffe zur Aufarbeitung in ihre einzelnen Bestandteile zerlegt wurden /GRS 17/.

In den Jahren 1991 bis 1996 wurden Stilllegung, Abbau und Entsorgung der in diesem Eigenforschungsvorhaben untersuchten WAK geplant, beantragt und die ersten Schritte

zur Stilllegung und direktem Abbau genehmigt. Bis Ende der 2040er-Jahre soll die WAK vollständig bis zur „Grünen Wiese“ abgebaut werden. Dazu wurden bisher 29 Stilllegungsgenehmigungen erteilt.

Der gesamte Abbau der WAK gliedert sich dabei in zwei Stränge: in den Abbau des Prozessgebäudes und in den Abbau der Anlagen, in denen das HAWC behandelt und/oder gelagert wurde. Dazu gehört auch die VEK, die eigens für die Verglasung des HAWC aus der WAK errichtet wurde und sich nun ebenfalls in Stilllegung befindet. Der Abbau des Prozessgebäudes ist sehr weit fortgeschritten /WIE 22/.

Der Abbau erfolgt in sechs Schritten bis zur Entlassung aus dem Atomgesetz, welche sich auf die beiden Abbaustränge 1 und 2 aufteilen:

Strang 1:

- Schritt 1: Deregulierung, Außerbetriebnahme funktionslos gewordener Verfahrenseinheiten
- Schritt 2: Manuelle Demontage von peripheren Einrichtungen im Prozessgebäude z. B.: Entleeren des Brennelementlagerbeckens, Demontage von Endproduktabfüllstationen

Strang 2:

- Schritt 3: Manuelle und fernhantierte Demontage aller Einrichtungen des Prozessgebäudes und des Labor-Anbaus bis zur Aufhebung des Kontrollbereiches
- Schritt 4: Deregulierung der HAWC-Lager und der VEK
- Schritt 5: Demontage der Abfalllager (Waste-Lager) und der VEK bis zur Aufhebung der Kontrollbereiche

Strang 1 und 2:

- Schritt 6: Abriss aller Gebäude und Rekultivierung

Am Standort Karlsruhe der KTE befinden sich neben der WAK weitere Anlagen in Stilllegung, so dass es auch zu Wechselwirkungen zwischen den einzelnen Stilllegungsprojekten kommen kann. Es handelt sich hierbei um den MZFR, die Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage (KNK) und die Heißen Zellen (HZ). Weiterhin befindet sich am Standort der Forschungsreaktor 2 (FR-2) im sicheren Einschluss.

Das Freigabeverfahren wurde im Schritt 3 vollständig im Betriebshandbuch (BHB) geregelt, welches zustimmungspflichtig ist durch die Behörde. Bei wesentlichen Änderungen muss im Rahmen des Änderungsverfahrens geprüft werden, ob es Auswirkungen auf die Genehmigungen gibt. Ab 2018 wurde das Freigabeverfahren durch eine grundsätzliche für alle Bereiche der KTE gültige Verfahrensbeschreibung in einer Strahlenschutzanweisung und zugehöriger Messvorschriften geregelt (Pos. 1.1 und 3.1 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.1 und Abb. 2.3).

Bei der Stilllegung der WAK wird ein Rückzugskonzept aus dem hochkontaminierten in den niedrigkontaminierten Bereich entgegen der Luftströmung verfolgt. Nach der erfolgreichen Freimessung werden die Anlagenteile verschlossen und lüftungstechnisch getrennt. Ursprünglich sah das Konzept vor, alle Gebäudeteile freizumessen und dann in den sonstigen Bereich auszugliedern. Danach sollten die Gebäude mit einer Schlüsselregelung verschlossen und gemeinsam im Schritt 6 abgerissen werden. Aufgrund der langen Stilllegungsdauer soll der Abriss nun aber unmittelbar nach der Freigabe der Gebäude erfolgen. Alle derzeitigen Planungen berücksichtigen die mögliche spätere Freigabe des anfallenden Materials (Pos. 3.2 und 3.3 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.3).

Der ebenfalls im Eigenforschungsvorhaben untersuchte Anlagenkomplex Sellafield zeichnet sich durch seine Vielzahl an unterschiedlichen Nuklearanlagen und seine komplexe Betriebshistorie aus. In vielen Fällen wurde bei der Planung und dem Bau der Anlagen, welche z. T. 60 Jahre alt sind, die spätere Stilllegung und Demontage nicht berücksichtigt /GRS 22b/. Der Stilllegungsansatz auf dem Anlagenkomplex Sellafield ist ein dreistufiger Prozess, der sich unterteilt in

- POCO – Post Operational Clean Out,
- umfangreiche Dekontaminations- und Zerlege-Arbeiten und
- vollständiger oder teilweise Abbau bzw. Abriss von Anlagen.

Die Stilllegung ist mit dem Erreichen eines vorher definierten Ziels, z. B. der vollständigen Sanierung bzw. Wiederverwendung, abgeschlossen. Bei vielen Anlagen des Anlagenkomplexes Sellafield steht nicht der direkte Abbau im Vordergrund, sondern eine Erhöhung der Sicherheit und eine Überführung von radioaktiven bzw. gefährlichen Stoffen in einen passiv sicheren Zustand /BFE 19/.

Die Primärziele des POCO-Programms sind

- Risiko und Gefahrenreduktion,
- Umverteilung von Ressourcen und Kapazitäten,
- Reduktion der Lebenszykluskosten und
- möglichst hohe Reduktion des Inventars in der Übergangsphase durch optimierte Nutzung aller einsatzfähigen Systeme, Prozesse und Abläufe und das vorhandene Anlagenwissen der Betreiber.

Daher soll das verbliebene radioaktive Inventar der Anlage so schnell wie möglich entfernt werden sowie alle chemischen bzw. umweltschädigenden Stoffe aus dem Anlagenbereich entsorgt werden. Anschließend soll die Anlage umfassend dokumentiert in den sicheren Einschluss überführt werden /GRS 22b/.

Im Vereinigten Königreich wird eine Site Licence grundsätzlich für die gesamte kerntechnische Anlage erteilt. Innerhalb dieser Gesamtgenehmigung gelten jedoch für bestimmte Bereiche oder Einrichtungen – etwa Labore, Zwischenlager oder Behandlungseinrichtungen – zusätzliche oder spezifisch angepasste Lizenzbedingungen. Einige der Lizenzbedingungen sind besonders relevant im Zusammenhang mit radiologischer Sicherheit und dem Umgang mit Abfällen. Der Freigabe-Prozess ist grundsätzlich standortspezifisch, aber einheitlich innerhalb eines Standorts organisiert (Pos. 1.1 und 1.6 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.1). Vor dem Abbau erfolgt in Sellafield eine umfassende Bewertung, bei der unter anderem der Demontageplan und der Projektablaufplan von allen relevanten Stellen (also auch in Bezug auf die Freigabe) überprüft werden. Auch bei Anlagenmodifikationen trifft ein entsprechendes Gremium die Entscheidungen (Pos. 3.3 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.3).

Aufgrund der Individualität der hier betrachteten Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung ist ein Vergleich zwischen der WAK und den Anlagen des Anlagenkomplexes Sellafield nur eingeschränkt möglich. Auffällig ist, dass während die WAK – wie in Deutschland meist üblich – direkt abgebaut wird, in Sellafield viele Anlagen zunächst in den sicheren Einschluss überführt werden. Dies ist in der komplexen Betriebshistorie und dem Vorhandensein von Altlasten am Standort begründet, so dass der Fokus dort eher auf der Herstellung eines radiologisch sicheren Zustandes liegt. Einer möglichst umfassenden Dokumentation kommt in diesen Fällen eine besonders hohe Bedeutung zu, um die Stilllegungsarbeiten später wieder aufnehmen zu können.

4.2 Identifikation und Klassifikation von Einflussgrößen

Im folgenden Schritt wurden aus den Gemeinsamkeiten und Unterschieden in den jeweiligen Vorgehensweisen der verschiedenen kerntechnischen Anlagen standortabhängige und standortunabhängige Einflussgrößen und Parameter herausgearbeitet, welche einen Einfluss auf den Massestrom der freigegebenen Massen haben (können). Daraus ergibt sich auch, welche Einflussgrößen besonders variabel bzw. beeinflussbar sind und somit besonders kritisch sind.

Zur Identifikation und Klassifikation der Einflussgrößen wurden die von den Betreibern gemachten Angaben zur eigenen Einschätzung (Skala von 1 bis 5, siehe Kapitel 2.2) des Einflusses auf den Massestrom der freigegebenen Massen im Fragenkatalog genutzt. Hierzu wurden für jede Frage, welche einen möglichen Einflussfaktor adressiert, der Mittelwert und die Standardabweichung der Einschätzungen bestimmt. Basierend auf diesen Größen wurden zwei Kriterien zur Einteilung der Einflussgrößen in zwei Klassen entwickelt:

- Kriterium 1: Mittelwert ≥ 4 (entspricht: hoch oder sehr hoch)
- Kriterium 2: Standardabweichung $\geq 1,5$ (bzw. Differenz zum Mittelwert bei nur zwei Anlagen)

Die Klassifizierung der Antworten im Fragenkatalog erfolgte separat für die Forschungsanlagen (hauptsächlich Forschungsreaktoren) und die Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung.

Zur Auswertung der Einflussgrößen bei Forschungsreaktoren wurden neben den Anlagen des Paul Scherrer Instituts und den Anlagen der VKTA in Rossendorf (aus dem Eigenforschungsvorhaben 4719E03510) auch die Anlagen am Standort Risø, Dänemark gemäß den Antworten und Einschätzungen im Fragenkatalog durch den Betreiber DD berücksichtigt. Für die Auswertung bei Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung wurden die Angaben zur Anlage Sellafield sowie der KTE zur WAK genutzt.

4.2.1 Identifizierte maßgebliche standortunabhängige Einflussgrößen

In Tab. 4.1 sind die Positionen des Fragenkatalogs dargestellt, für welche jeweils in den beiden Kategorien „Forschungsreaktoren“ und „Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung“ übereinstimmend unter den befragten Betreibern das Kriterium 1 erfüllt ist. Die so

ermittelten Einflussfaktoren wurden demnach standortunabhängig als maßgeblich identifiziert.

Tab. 4.1 Positionen des Fragenkatalogs, für welche jeweils standortunabhängig ein hoher Einfluss auf den Massestrom der Freigabe identifiziert wurde

Der Mittelwert der Bewertungen ist jeweils für die Forschungsreaktoren und die Anlagen der Ver- und Entsorgung angegeben (Kriterium 1 erfüllt: fett gedruckt).

Pos.	Frage (Kurzbezeichnung)	Forschungsreaktoren	Anlagen der Ver- und Entsorgung
1.4.	Optimierung Materialströme	4,3	5,0
1.7.	Gestaltung des Freigabeverfahrens	4,0	4,5
2.3.	Personalstärke und Betriebserfahrung	3,3	4,0
3.3.	Planung des Rückbaus	3,7	4,0
3.4.	Infrastruktur	4,0	4,0
3.6.	Probleme bei geplanten Freigabestrategien	2,3	4,0
3.7.	Betonstrukturteile	4,0	3,0
4.1.	Radiologische Charakterisierung	4,0	5,0
4.2.	Bestimmung von Nuklidvektoren	4,0	5,0
4.3.	Anzahl Nuklidvektoren	2,7	5,0
4.4.	Einfluss radiologische Charakterisierung auf Rückbau-reihenfolge	3,3	5,0
4.5.	Einfluss Rückbaureihenfolge auf radiologische Charakterisierung	3,0	5,0
5.1.	Eingesetzte Messtechnik	3,0	4,0
5.2.	Aufstockung Messtechnik	2,0	5,0
5.3.	Probleme hinsichtlich Messtechnik	2,5	5,0
5.5.	Externe (Mess)-Labore	5,0	3,0
5.6.	Kalibrierung	2,5	5,0

Im Block 1 „Allgemein“ des Fragenkatalogs wurde es übereinstimmend als entscheidend angesehen, die Materialströme für die zur Verfügung stehenden Freigabepfade zu optimieren (Pos. 1.4 in Tab. 4.1). Weiterhin wird der Gestaltung des Freigabeverfahrens eine

sehr hohe Bedeutung für die Masseströme zugeschrieben (Pos. 1.7 in Tab. 4.1). Von allen Betreibern wurde hierbei ein möglichst autonomes und sehr gut mit der Behörde abgestimmtes Freigabeverfahren als maßgeblich beschrieben.

Dem Block 2 „Prozesse“ wurde – abgesehen von Pos. 2.3 „Personalstärke und Betriebserfahrung“ in Tab. 4.1 - im Allgemeinen kein hoher Einfluss auf den Massestrom der Freigabe zugeschrieben. In Bezug auf den Einfluss von Personalstärke und Betriebserfahrung wurde insbesondere in jenen Anlagen ein hoher Einfluss identifiziert, in welchem die Verfügbarkeit von (qualifiziertem) Personal einen Engpass darstellt. Dabei handelt es sich insbesondere um die Forschungsanlagen am PSI sowie um die WAK. An den Standorten Sellafield und Risø stellte dieser Punkt keinen Engpass dar und der Einfluss auf den Massestrom wurde folglich eher im mittleren Bereich verortet.

Im Block 3 „Rückbautechniken und -strategien“ wurden der Planung des Abbaus (Pos. 3.3 in Tab. 4.1) sowie der Schaffung von Infrastruktur (Pos. 3.4 in Tab. 4.1) übereinstimmend in allen befragten Anlagen eine eher hohe Bedeutung zugeschrieben. Es wurde betont, dass die Aspekte der Freigabe in jedem Schritt der Abbauplanung berücksichtigt werden (müssen), um einen optimalen Massefluss zu ermöglichen. Ein hoher (negativer) Einfluss auf den Massestrom der Freigabe aufgrund von Problemen bei geplanten Freigabestrategien (Pos. 3.6 in Tab. 4.1) wurde insbesondere bei den Anlagen der Ver- und Entsorgung, aber auch durch VKTA, beschrieben. Diese betrafen vor allem die baulichen Gegebenheiten (Gebäudestatik) und die Gebäudefreigabe. Weiterhin wurde insbesondere von den Betreibern der Forschungsreaktoren auch der hohe Einfluss der Freigabe von Betonstrukturteilen (Pos. 3.7 in Tab. 4.1) betont.

Dem Block 4 „Radiologische Charakterisierung“ wurde insgesamt übereinstimmend ein hoher Einfluss auf den Massestrom der Freigabe zugemessen. Dies zeigt sich in der durchgehend hohen Bewertung der beiden Fragen zur Durchführung der radiologischen Charakterisierung (Pos. 4.1 in Tab. 4.1) und zur Bestimmung der Nuklidvektoren (Pos. 4.2 in Tab. 4.1). In Bezug auf Pos. 4.1 wurden insbesondere die Probenahmestrategie (Anzahl der Proben), die Durchführung einer möglichst vorlaufenden Charakterisierung sowie die Verwendung einer eigenen Analytik am Standort (wenn möglich) als bedeutsam beschrieben. Eine Sonderstellung nimmt dabei die Anlage in Sellafield ein, da hier häufig ausschließlich auf Informationen zur Betriebshistorie zurückgegriffen wird. In Bezug auf Pos. 4.2 wurde der Einfluss der Komplexität der Anlage auf die Festlegung von Nuklidvektoren betont, so dass diese z. T. systemweise oder auch anlagenweit festgelegt wurden. Die Festlegung der Nuklidvektoren erfolgte in den meisten Fällen

konservativ. Eine Ausnahme bildet hier der Rossendorfer Forschungsstandort, wo es Ziel war, möglichst realitätsnahe Nuklidvektor festzulegen, d. h. der Grad der Konservativität sollte möglichst niedrig sein /GRS 22a/. Je nach Anlage wurden bis etwa 100 verschiedene Nuklidvektoren festgelegt: Rossendorf: 120 und Sellafield: 95 (LLW-Nuklidvektoren, die auch im Rahmen der Freigabe verwendet wurden). Weiterhin wurden in diesem Fragenblock, insbesondere von den Betreibern der Anlagen der Ver- und Entsorgung, weitere wichtige Einflussfaktoren hervorgehoben: Anzahl Nuklidvektoren (Pos. 4.3 in Tab. 4.1) und der gegenseitige Einfluss der radiologischen Charakterisierung und der Abbaureihenfolge untereinander (Pos. 4.4 und Pos. 4.5 in Tab. 4.1).

Der Block 5 „Messtechnik“ wurde insbesondere von den Betreibern der Anlagen der Ver- und Entsorgung als bedeutsam für den Massestrom der Freigabe beschrieben. Dies betraf sowohl die eingesetzte (und aufgestockte) Messtechnik (Pos. 5.1 und Pos. 5.2 in Tab. 4.1) als auch deren Kalibrierung (Pos. 5.6 in Tab. 4.1). Weiterhin wurden Probleme beim Einsatz der Messtechnik (Pos. 5.3 in Tab. 4.1) als bedeutsam für den Massestrom beschrieben. Der Betreiber der WAK betonte die große Bedeutung gammaspektrometrischer Messtechnik in der WAK, deren Bestand auch aufgrund des hohen Bedarfs für die Entscheidungsmessungen aufgestockt wurde. Die Kalibrierung wurde gemäß dem Freigabeleitfaden Baden-Württemberg konservativ durchgeführt /UMBW 20/. Dies wurde vom Betreiber im Zusammenhang mit der konservativen NV-Bestimmung als problematisch angesehen. In Sellafield dagegen kommt vor allem dem Einsatz von handgeführten Kontaminationsmessgeräten eine große Bedeutung zu, wobei generell ein Mix verschiedener Messmethoden verwendet wird. Als zentrale Herausforderung wurde der hohe radiologische Untergrund am Standort beschrieben, welcher die Nachweisgrenze der Geräte beeinträchtigt.

Weiterhin wurde von den Betreibern der Forschungsreaktoren, aber auch der Anlage Sellafield, der Einfluss des Einsatzes externer Messlabore (Pos. 5.5 in Tab. 4.1) auf den Massestrom als hoch identifiziert. Insgesamt wurde es als vorteilhaft für den Massestrom angesehen, wenn möglichst eigene (akkreditierte) Labore zum Einsatz kommen durch den damit gegebenen geringeren administrativen und organisatorischen Aufwand. So werden am PSI ein eigenes akkreditiertes Radionuklidlabor und bei der KTE das KIT-Labor am Standort (über einen Dienstleistungsvertrag) genutzt. Nur bei vereinzelt Spezialanalysen auch für nicht-radiologische Schadstoffe wurden in der Vergangenheit externe Labore hinzugezogen. In Sellafield werden regelmäßig auch externe (entsprechend zertifizierte) Messlabore eingebunden, insbesondere dann, wenn präzise Analysen unter niedrigem radiologischem Hintergrund erforderlich sind.

4.2.2 Identifizierte variable standortabhängige Einflussgrößen

In Tab. 4.2 sind die Positionen des Fragenkatalogs dargestellt, für welche jeweils in den beiden Kategorien „Forschungsreaktoren“ und „Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung“ das Kriterium 2 erfüllt ist, es also große Unterschiede in der Beurteilung des Einflusses auf den Massestrom durch die Betreiber gibt. Die so ermittelten Einflussfaktoren sind also variabel und standortabhängig und können abhängig vom Standort maßgeblich werden.

Tab. 4.2 Positionen des Fragenkatalogs, für welche jeweils standortabhängig größere Differenzen in der Bewertung des Einflusses auf den Massestrom der Freigabe identifiziert wurden

Die Standardabweichung bzw. die Differenz zum Mittelwert der Bewertungen ist jeweils für die Forschungsreaktoren und die Anlagen der Ver- und Entsorgung angegeben (Kriterium 2 erfüllt: fett gedruckt).

Pos.	Frage (Kurzbezeichnung)	Forschungsreaktoren	Anlagen der Ver- und Entsorgung
1.1.	Genehmigungen	1,6	2,0
1.2.	Änderungen von Regelwerken	1,7	2,0
1.6.	Aufsichtsverfahren	0,9	1,5
4.6.	Erschwerende Radionuklide	1,7	_*
5.3.	Probleme hinsichtlich Messtechnik	1,5	0,0
5.4.	Eigens angeschafft oder von Fremdfirmen	1,5	2,0
5.5.	Externe (Mess-)Labore	0,0	2,0

* Bewertung für nur eine Anlage erhalten

Im Block 1 „Allgemein“ des Fragenkatalogs wurde der Einfluss der Stilllegungsgenehmigungen (Pos. 1.1 in Tab. 4.2) sowie von Änderungen des Regelwerks (Pos. 1.2 in Tab. 4.2) und der grundsätzlichen Organisation des Aufsichtsverfahrens (Pos. 1.6 in Tab. 4.2) von den Betreibern unterschiedlich bewertet. Der positive Einfluss eines transparenten und strukturierten Lizenzsystems auf die Masseströme der Entsorgung allgemein und der Freigabe im Speziellen wurde durch die Betreiber der Anlagen in Risø und Sellafield betont. Änderungen im Regelwerk wurden durch das Paul Scherrer Institut und die KTE als bedeutsam für den Massefluss identifiziert. So führt die Aktualisierung der Schweizer Strahlenschutzverordnung im Jahr 2018 zu einer Verschärfung der Freigabegrenzen sowie einer Änderung des Freigabeverfahrens, welche z. T. eine Neucharakterisierung

risierung von Materialien und eine neue Konzeptentwicklung mit erheblichem Zeitaufwand (bis zu zwei Jahre) erforderten. Für die WAK wurde vom Betreiber vor allem auf nennenswerten Verzögerungen von ca. drei Jahren durch die Umsetzung der Messvorschriften aus der DIN ISO 11929 hingewiesen, welche in Baden-Württemberg in Arbeitskreisen erarbeitet wurden. Die Bewertung dieses Einflussfaktors ist maßgeblich davon abhängig, ob es an dem betreffenden Standort zu Änderungen im Regelwerk im relevanten Stilllegungszeitraum kam.

Für die Blöcke 2 „Prozesse“ und 3 „Rückbautechniken und -strategien“ ergaben sich aus den Befragungen keine Hinweise auf standortabhängige variable Einflussfaktoren (siehe Tab. 4.2).

Im Block 4 wurde insbesondere der Einfluss von die Freigabestrategie oder den messtechnischen Nachweis erschwerenden Radionukliden (Pos. 4.6 in Tab. 4.2) unterschiedlich bewertet, was mit dem Vorhandensein solcher Radionuklide, also der Betriebshistorie des jeweiligen Standorts, im Zusammenhang zu sehen ist. Insbesondere für die Forschungsanlagen der VKTA und des PSI sowie für Teilbereiche der Anlage Sellafield wurde ein signifikant negativer Einfluss auf den Massestrom beim Auftreten von hohen Anteilen von nicht-gammamessbaren Nukliden beschrieben. Ein zu hoher Alpha-/Beta-Anteil führte am PSI dazu, dass die vorgesehenen Messverfahren (z. B. Freimessanlage oder in-situ) nicht verwendet werden konnten. In einigen Fällen konnte das Problem über Korrelationsfaktoren gelöst werden, in anderen Fällen musste das Material als radioaktiver Abfall entsorgt werden. In einigen Teilbereichen der Anlage Sellafield existieren sogenannte „Alpha-only“-Bereiche mit reiner Alphakontamination, in denen keine leicht messbaren Begleitnuklide vorhanden sind. Diese „Alpha-only“-Bereiche werden häufig auf Basis der Standortgeschichte identifiziert. Zur Charakterisierung kommen dort eher Wischtests zum Einsatz, und die Bewertungen müssen äußerst konservativ erfolgen, was den Freigabespielraum stark begrenzt. Von VKTA wurde im Zusammenhang erschwerender Nuklide besonders auf Tritium hingewiesen, da dieses schlecht mit leichter messbaren Nukliden zu korrelieren ist /GRS 22a/.

Im Block 5 „Messtechnik“ des Fragenkatalogs wurde der Einfluss von auftretenden Problemen hinsichtlich Messtechnik (Pos. 5.3 in Tab. 4.2) sowie der Einfluss des Einsatzes von eigener Messtechnik (Pos. 5.4 in Tab. 4.2) bzw. Labore (Pos. 5.5 in Tab. 4.2) gegenüber externer Messtechnik oder Laboren von den Betreibern unterschiedlich bewertet, ist aber im Mittel eher hoch, so dass die Pos. 5.3 und 5.5 auch durch das Kriterium 1 identifiziert wurden und daher als eher standortübergreifend wichtig angesehen werden

können. Der Einsatz eigener Messtechnik wurde insbesondere von den Betreibern der Standorte Risø und Sellafield als bedeutsamer Einflussfaktor beschrieben. Allgemein wird auf einen großen Aufwand bei der Qualifizierung der Messgeräte hingewiesen, weshalb z. B. in der WAK, am PSI und in Risø nur eigene Messtechnik verwendet wird.

4.3 Quantifizierung des Einflusses auf den Massestrom der Freigabe

4.3.1 Ansätze zur Quantifizierung

In einem weiteren Schritt wurde ermittelt, welche relativen Änderungen der anfallenden Massen auftreten, wenn ein Einflussfaktor sich ändert. Hierfür wurden Masse-Zeit-Diagramme der freigegebenen Massen erstellt und etwaige prägnante Merkmale der Kurvenverläufe herausgearbeitet. Diese werden mit den herausgearbeiteten Einflussgrößen und Abläufen während der Stilllegung in Beziehung gesetzt. Alle Aspekte, die die Massen des freizugebenden Materials beeinflussen, wurden untersucht und es wurde herausgearbeitet, welche Faktoren maßgeblich sind und ihr Einfluss möglichst quantifiziert.

Von den drei im Eigenforschungsvorhaben untersuchten Anlagen wurden für die in Stilllegung befindlichen Nuklearanlagen des PSI quantitative Daten im Rahmen des Unterauftrages zu Verfügung gestellt und ausgewertet. Diese sind im Folgenden dargestellt. Die daraus gewonnenen Ergebnisse werden anschließend mit den Auswertungen der Masse-Zeit-Diagramme für den Rossendorfer Forschungsstandort im Eigenforschungsvorhaben 4719E03510 verglichen.

4.3.2 Auswertung der Masseströme am Paul Scherrer Institut

Der folgende Textbeitrag stammt aus dem im Rahmen des Unterauftrages des PSI erstellten Berichtes (Stand: Januar 2025).

Die Quantifizierung von Massenströmen, welche durch die Materialfreigabe beim Rückbau von Kernanlagen entstanden sind, ist essenziell für die Identifikation von Einflussfaktoren. Am PSI hat besonders die Verschärfung der Strahlenschutzverordnung 2018 [Anmerkung: in der Schweiz], wiederkehrende Personalengpässe und Know-How-Verlust sowie lange Wartezeiten auf die von der Behörde zu genehmigende Freigabeanträge einen negativen Einfluss auf den Massenstrom bzw. die Materialmengen, die befreit werden konnten, gehabt. Ebenfalls beeinflusste die zum Teil benötigte, umfangreiche radiologische Nach- bzw. Neucharakterisierung (Probenahmen, Aktivierungs-

rechnungen, Simulationen) den Massenstrom negativ. Gleichzeitig konnte jedoch durch z. B. das exakte Charakterisieren und Bestimmen der aktiv/inaktiv Grenze von teilweise aktivierten Komponenten eine Erhöhung der freigegebenen Materialmenge erzielt werden. Auch hat die Verwendung von effizienten Dekontaminierungsmethoden dazu geführt, dass mehr Material befreit werden konnte und dadurch der Massenstrom positiv beeinflusst wurde.

Das PSI dokumentiert seit 2006 für alle Kernanlagen in Stilllegung (Diorit, Saphir, Proteus und VVA) die Massen aus der Materialfreigabe, welche in Abb. 4.2 in Abhängigkeit von der Zeit dargestellt sind. In dem Zeitraum von 2006 bis 2023 wurden insgesamt 1.540 Tonnen Material aus den Kernanlagen freigegeben. Der auffällige Peak im Jahr 2017 ist dadurch zu erklären, dass zum Jahreswechsel 2017/2018 die [schweizerische] StSV verschärft wurde und man bemüht war, vorher noch möglichst viel Material zu befreien.

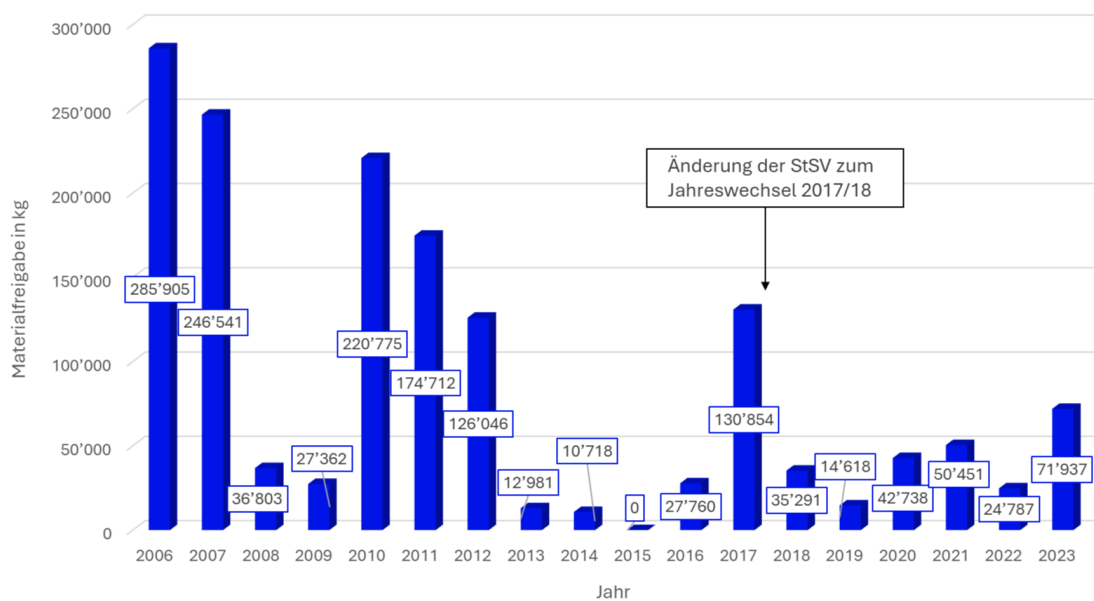


Abb. 4.2 Materialfreigaben in den Jahren 2006 bis 2023 aller Kernanlagen in Stilllegung am PSI (Diorit, Saphir, Proteus, VVA)

In Abb. 4.3 sind die freigegebenen Massen pro Jahr anlagenspezifisch dargestellt. Die Forschungsreaktoren Diorit und Saphir befinden sich bereits seit 1994 bzw. 2000 im Rückbau, wohingegen die VVA und der Forschungsreaktor Proteus erst seit 2016 bzw. 2017 zurückgebaut werden. Da die Dokumentation der Massen aus den Materialfreigaben erst 2006 eingesetzt hat, fehlen die Daten aus den ersten 12 bzw. 6 Jahren des Rückbaus bei Diorit und Saphir. Für die VVA und den Proteus hingegen ist die Datenlage vollständig.

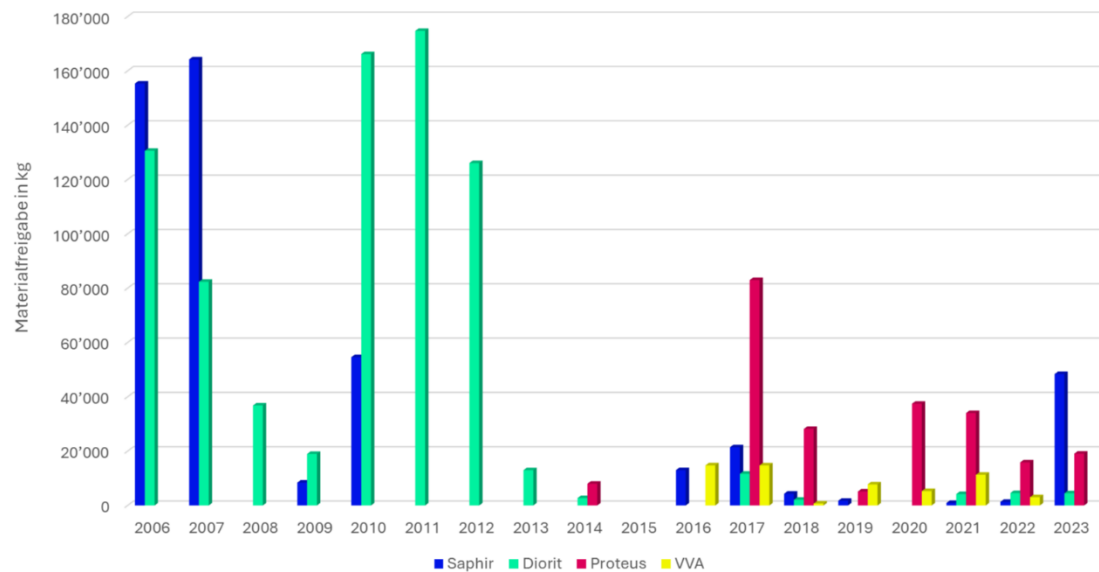


Abb. 4.3 Materialfreigaben in den Jahren 2006 bis 2023 der stillgelegten Kernanlagen Diorit, Saphir, Proteus und VVA am PSI

Generell ist die Materialfreigabe immer von dem jeweiligen Projektfortschritt und -phase abhängig. In den Jahren 2008 und 2009 sowie in den Jahren 2013 bis 2016 haben fast keine Rückbautätigkeiten in den Kernanlagen stattgefunden, wodurch die geringen Mengen an Materialfreigaben zu erklären sind.

In den Jahren 2006 bis 2016 wurde das dokumentierte, befreite Material in die Kategorien Beton, Bauschutt, Schlamm, Glas, Graphit, Holz, Kunststoff, Metall und Sonstiges eingeteilt. Ab 2017 wurde Stahl separat von den übrigen Metallen erfasst und es kamen die Kategorien Blei, Elektrobauteile, Öl und Flüssigkeiten hinzu.

In Abb. 4.4 ist die zeitliche Verteilung der Freigaben materialspezifisch dargestellt. Bis 2013 überwiegt mengenmäßig Beton als befreites Material (aus Saphir und Diorit), ab 2016 ist Stahl das hauptsächlich freigegebene Material (Proteus und VVA).

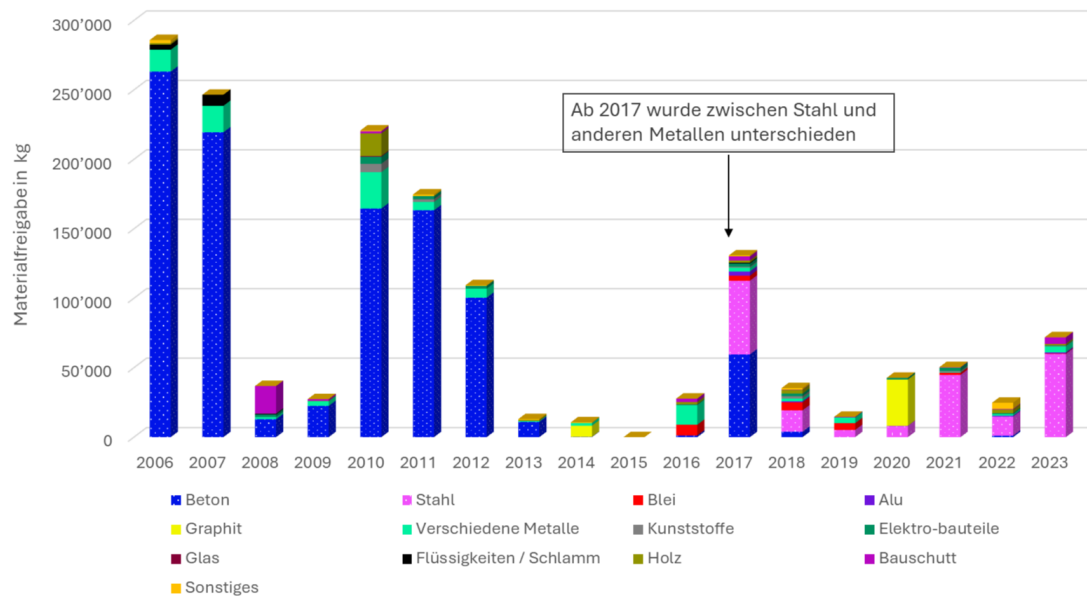


Abb. 4.4 Materialspezifische Freigaben in den Jahren 2006 bis 2023 der stillgelegten Kernanlagen Diorit, Saphir, Proteus und VVA am PSI

Im Folgenden werden die Freigaben materialspezifisch pro Kernanlage dargestellt. Der Forschungsreaktor Saphir (siehe Abb. 4.5) war bis zum Jahr 2010 im wesentlichen zurückgebaut. Seitdem wurden in den Jahren 2016 und 2017 größere Mengen Beton und Stahl (Armierung) aus der biologischen Abschirmung neu charakterisiert und befreit. Der Peak im Jahr 2023 ist mit dem Rückbau der Krananlagen zu erklären, bei welchem größere Mengen Stahl (45 Tonnen) befreit werden konnten. Da sich die Kernanlage zurzeit bereits im Stadium der Freimessung an der stehenden Struktur befindet, wird hier nicht mehr viel Material für die Freigabe erwartet.

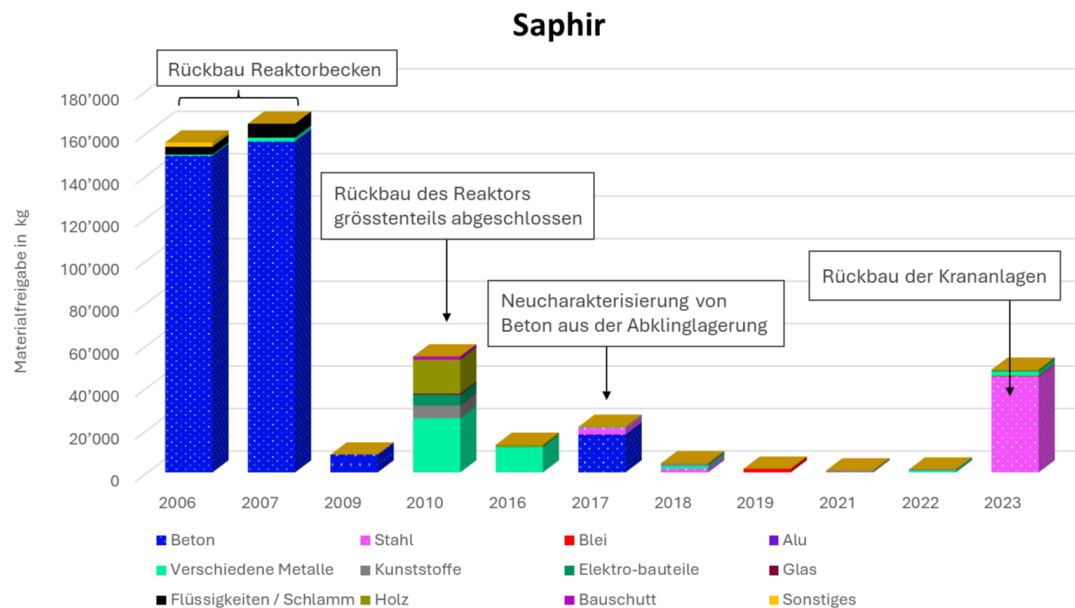


Abb. 4.5 Materialspezifische Freigaben in den Jahren 2006 bis 2023 des stillgelegten Forschungsreaktors Saphir am PSI

Die Gesamtmasse des freigegeben Materials beträgt 474 Tonnen

Der biologische Schild des Forschungsreaktors Diorit wurde aufgrund eines Asbestbefundes im Jahr 2005 und der darauffolgenden Unterbrechung der Rückbautätigkeiten in zwei Etappen zurück gebaut. Die erste Etappe umfasste die Jahre 2006 und 2007, wohingegen die zweite Etappe in den Jahren 2010 bis 2012 stattgefunden hat. Der Großteil des Rückbaus des Forschungsreaktors Diorit (siehe Abb. 4.6) war 2012 abgeschlossen. Seitdem wird die Kernanlage kontinuierlich von nicht mehr benötigtem Material befreit, wobei sich die restlichen Rückbauarbeiten bis mindestens 2025 hinziehen werden.

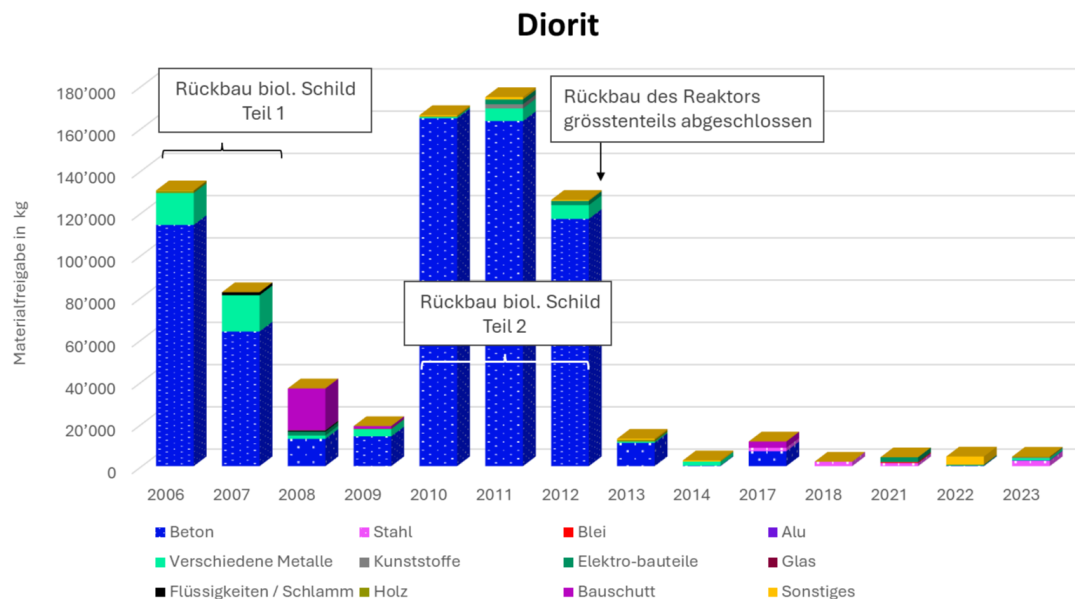


Abb. 4.6 Materialspezifische Freigaben in den Jahren 2006 bis 2023 des stillgelegten Forschungsreaktors Diorit am PSI

Die Gesamtmasse des freigegeben Materials beträgt 778 Tonnen

Der Rückbau des Forschungsreaktors Proteus (siehe Abb. 4.7) hat 2014 mit der Entfernung des Reaktorgraphits begonnen (8 Tonnen) und seinen Höhepunkt im Jahr 2017 erreicht, in welchem viel Beton aus der biologischen Abschirmung (oberster Blockingring) und diverse Stahlkomponenten (Schienen, Seilführungen, Steuerstabantriebe, Podeste) freigegeben wurden. Im Jahr 2020 konnte der restliche Reaktorgraphit (33 Tonnen) freigegeben werden, gefolgt vom Brennstablager, dem zur Abschirmung dienlichen Eisengranulat, sowie den Reaktorstahlträgern in den Jahren 2021 bis 2023. Das Gebäude an sich wird im Anschluss freigemessen und zur weiteren PSI-internen Nutzung zur Verfügung gestellt.

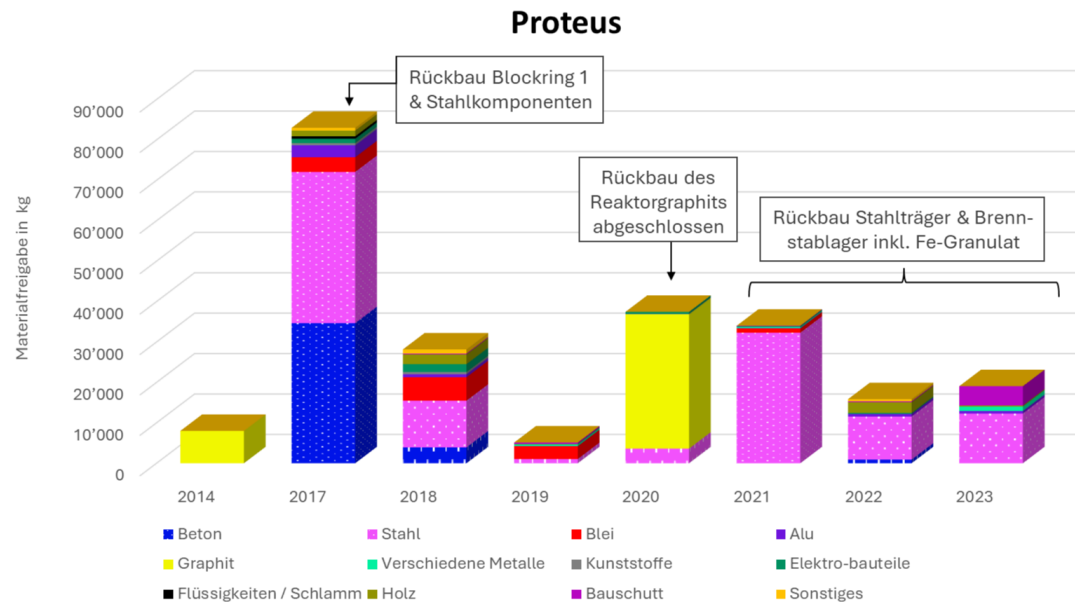


Abb. 4.7 Materialspezifische Freigaben in den Jahren 2014 bis 2023 des stillgelegten Forschungsreaktors Proteus am PSI

Die Gesamtmasse des freigegeben Materials beträgt 231 Tonnen

Die VVA wird seit 2016 zurückgebaut, wobei mengenmäßig deutlich weniger Material insgesamt vorliegt als bei den Forschungsreaktoren (siehe Abb. 4.8). Im Jahr 2016 wurden bauliche Anpassungen am Gebäude für die Rückbautätigkeiten vorgenommen, die zu 2,5 Tonnen Bauschutt geführt haben, welcher freigegeben werden konnte. Zudem wurde 2016 die Bleiabschirmung auf dem Fußboden des 2. OG entfernt (ca. 8 Tonnen), die ebenfalls freigegeben werden konnte. Ende 2017 war der Rückbau des Ofens unter Asbestbedingungen vollständig abgeschlossen. Anschließend erfolgte die Umstellung des Schwarzbereichs vom Ofen zum Filter, was einige Zeit in Anspruch nahm. Außerdem kam es aufgrund von Erneuerungen in der elektrischen Infrastruktur zu einem Stillstand der Rückbautätigkeiten, wodurch die geringen Freigabemengen im Jahr 2018 zu erklären sind. In den Jahren 2019 bis 2022 konnten überwiegend Stahl und andere metallische Komponenten aus den Filtern freigegeben werden. Derzeit wird die Kernanlage für die Freimessung an der stehenden Struktur vorbereitet, sodass hier nicht mehr viel Material für die Freigabe zu erwarten ist.

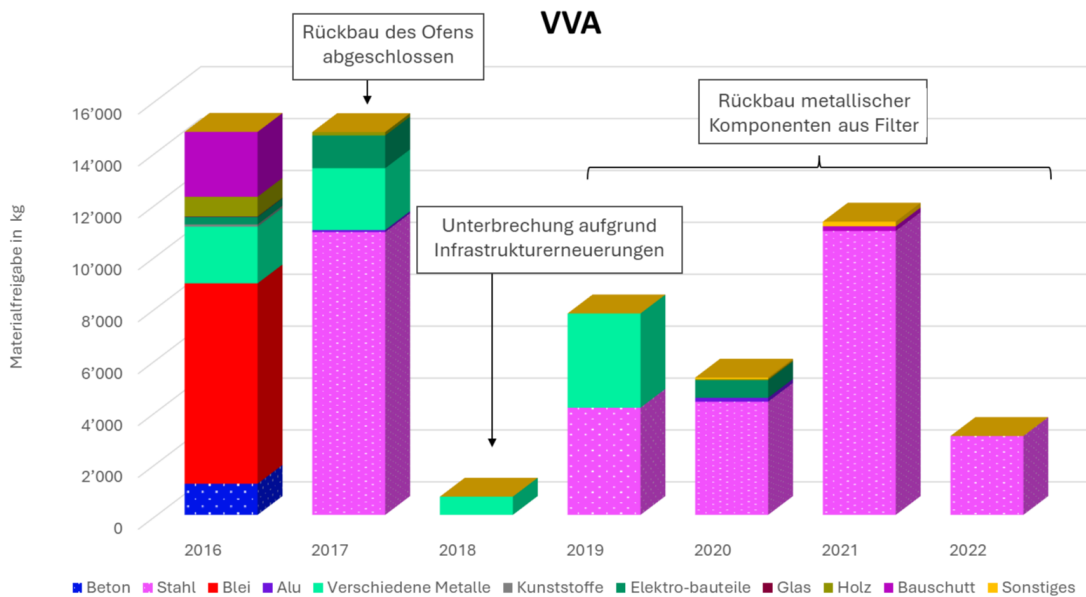


Abb. 4.8 Materialspezifische Freigaben in den Jahren 2016 bis 2022 der stillgelegten Versuchsverbrennungsanlage am PSI

Die Gesamtmasse des freigegeben Materials beträgt 58 Tonnen

Die bisher gewonnenen Daten des PSI zeigen, dass die Materialfreigabe immer von dem jeweiligen Projektfortschritt und -phase abhängig ist. Regulatorische Änderungen, wie die Verschärfung der Strahlenschutzverordnung 2018, sowie operative Herausforderungen (z. B. Asbestbefund), einschließlich Personalengpässen und Verzögerungen bei Genehmigungen können den Massenstrom negativ beeinflussen. Gleichzeitig haben präzise radiologische Charakterisierungen und effiziente Dekontaminierungsmethoden positive Effekte gezeigt, indem sie die freigegebene Materialmenge erhöhten.

4.3.3 Vergleich mit den Masse-Zeit-Diagrammen des Rossendorfer Forschungsstandortes

Im Eigenforschungsvorhaben 4719E03510 wurden Masse-Zeit-Diagramme für den Rossendorfer Forschungsreaktor ausgewertet. Zusammenfassend war dort – wie auch beim PSI – der jeweilige Projektfortschritt und die jeweilige Projektphase maßgeblich für die beobachteten Spitzen beim Masseanfall freigegebener Massen. Dies betraf unter anderem den Abriss von Gebäudestrukturen (2008: Abriss RFR-Gebäude; 2008, 2011: Abriss Isotopenproduktionsanlagen), Erdarbeiten (2009: Entnahme von Rohrleitungen sowie kontaminierten Erdreichs) und Bauschutt (2016: nachträgliche Bewertung sogenannter „Freigabeinseln“ nach Abbruch der umgebenden Gebäudestrukturen) /GRS 22a/.

Negativ beeinflusst wurden der Massestrom beim VKTA vor allem durch die Annahmefähigkeit von Entsorgungsanlagen. So führte die Veröffentlichung einer Liste mit am Entsorgungsprozess freigegebener Massen beteiligter Firmen durch eine Bürgerinitiative dazu, dass einige Beteiligte ihre Annahmeerklärungen widerriefen und somit Entsorgungswege (insbesondere Verbrennung) nicht bedient werden konnten. Es nahm ca. zwei Jahre in Anspruch, um für alle notwendigen Abfallschlüsselnummern wieder Entsorgungswege zur Verfügung zu haben. Der Einflussfaktor der Annahmefähigkeit von Entsorgungseinrichtungen spielte dagegen für die Masseströme der freigegebenen Massen am PSI keine Rolle. Generell wurde die Akzeptanz der Freigabe durch die Bevölkerung in der Schweiz durch das PSI als unproblematisch angesehen.

4.4 Vergleich mit ausgewählten Ergebnissen für Kernkraftwerke

Im Rahmen des Eigenforschungsvorhabens 4719E03510 wurden die Einflussfaktoren auf den Massestrom der Freigabe für Kernkraftwerke in Deutschland analysiert. Maßgeblich waren demnach vor allem die folgenden Punkte /GRS 22a/:

- Änderungen im Regelwerk
- Verfügbarkeit der Entsorgungswege, Behandlungs- und Freigabeoptionen
- Gesamtabbaustrategie, z. B. Planung und Realisierung der Abbaureihenfolge
- Umgang mit bestimmten Einzelkomponenten, Komponentengeometrie
- Radiologische Ausgangssituation
- Schadstoffsituation
- Verfügbarkeit von Personal
- Logistische Herausforderungen

Alle genannten Einflussfaktoren spielen auch bei der Stilllegung von Forschungsreaktoren und Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung eine Rolle. Allerdings kommt hier die in der Regel spezifische Anlagenstruktur mit mehreren verschiedenartigen Anlagen am Standort sowie die komplexere (und teilweise unzureichend dokumentierte) Betriebshistorie zum Tragen. So kann sich die Interaktion verschiedener Einzelprojekte am Standort auf den Massestrom auswirken. Pufferflächen sowie Personal- und Messgerätekapazitäten müssen zwischen den Einzelprojekten abgestimmt werden. Weiterhin sind die radiologische Charakterisierung und Nuklidvektorbestimmung von entscheidender

Bedeutung. Grundsätzlich wurden in den untersuchten Anlagen deutlich mehr Nuklidvektoren verwendet als dies bei der Stilllegung von Kernkraftwerken üblich ist. Übereinstimmend wurde in den untersuchten Forschungsanlagen und Anlagen der Ver- und Entsorgung auch auf Probleme mit schwer messbaren Nukliden, insbesondere auch Alpha-Kontamination, hingewiesen. Insgesamt kommt in diesen Anlagen daher grundsätzlich der Messtechnik und den Messverfahren eine besondere Bedeutung zu. So wurde u. a. auch der Einsatz von gammaspektrometrischen Verfahren für die Freigabemessungen betont. Maßgeblich ist weiterhin oft auch die Verfügbarkeit von eigenen Messmöglichkeiten am Standort durch eigene qualifizierte Messtechnik und akkreditierte Messlabore.

Speziell für die Situation in der Schweiz konnte im Eigenforschungsvorhaben ein direkter Vergleich zwischen den Forschungsanlagen des PSI und dem KKM durchgeführt werden. Hierzu wurde der Fragenkatalog im Rahmen eines Unterauftrages zusätzlich aus Sicht des KKM beantwortet. Es ergaben sich folgende hauptsächlichen Unterschiede:

- Die Freigabeoptionen der spezifischen Befreiung in der Schweiz (Wertstoffrecycling, Deponierung, Verbrennung) werden am KKM derzeit kaum genutzt. Die Öffnung dieser Entsorgungswege wird als zeitaufwendig angesehen, kann aber für einige Fälle interessant sein. Vom PSI werden diese Pfade genutzt (Pos. 1.2 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.1).
- Anders als am PSI wird die Personalstärke am KKM als eher unproblematisch eingeschätzt (Pos. 2.3 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.2).
- Am PSI werden für sämtliche Materialien (Stahl, Beton, Graphit) auch Einzelfallnachweise durchgeführt, während am KKM bislang keine Einzelfallnachweise erfolgten (Pos. 2.5 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.2).
- In Bezug auf die Berücksichtigung von Aspekten der Freigabe bei der Planung des Abbaus wurde durch das PSI eine präzise Separation von aktivem/inaktivem Material angestrebt, um die befreiten Materialmengen zu optimieren. Für das KKM wurde hingegen angegeben, dass die Demontage führend ist (Pos. 3.3 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.3).
- Die Freigabe von Betonstrukturteilen erfolgte am PSI ortsnah im Überwachungsbereich, teilweise sogar im Kontrollbereich, während am KKM bestimmte Betonstrukturen aufgrund ihrer Größe zu Beginn der Abbauarbeiten (Platzbedarf) ausgebaut werden. Freimessungen konnten infolge der radiologisch belasteten Umgebung im

Kontrollbereich nicht in Einbaulage oder am Ausbauort erfolgen (Pos. 3.7 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.3).

- Eine Separation von Stahl und Beton wurde am PSI als vorteilhaft angesehen, da dies zu einer höheren Menge befreiten Materials führte. Die Entsorgung am KKM hingegen konnte ohne weitere Separation von Metallen erfolgen (Pos. 3.7 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.3).
- Es werden aufgrund der Diversität der PSI-Kernanlagen eine große Anzahl von Nuklidvektoren definiert (materialspezifisch, herkunftsspezifisch, messmittelspezifisch etc.). Aufgrund der historisch bedingten, fehlenden anlagenbezogenen Nuklidvektoren müssen die Nuklidvektoren von Messkampagne zu Messkampagne neu bestimmt werden. Die Zahl der voraussichtlich am KKM verwendeten Nuklide liegt bei ca. 20 Stück. Eine Anpassung der Nuklidvektoren findet in der Regel nicht statt (Pos. 4.3 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.4).
- Am PSI traten Probleme bei zu hohen Alpha/Beta-Anteilen auf, da die vorgesehenen Messverfahren (z. B. Freimessanlage oder in-situ) nicht verwendet werden konnten. Am KKM spielen Alpha-Nuklide hingegen grundsätzlich keine Rolle, während reine Beta-Nuklide z. T. sehr gut messbar sind (Sr-90), oder so hohe Freigabewerte aufweisen, dass sie über das 10 %-Kriterium aus dem Nuklidvektor für die Messungen herausfallen und nicht berücksichtigt werden müssen (Pos. 4.6 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.4).
- In der Regel werden am PSI eigene Messsysteme verwendet. Die Geräte werden gemäß ENSI-Richtlinie G13 intern geprüft und vom akkreditierten PSI-Kalibrierlabor kalibriert bzw. von der ermächtigten PSI-Eichstelle geeicht. Die Ausführung der Freimessungen am KKM erfolgt überwiegend durch Fremdpersonal. Die Qualifizierung von Messtechnik erfolgt im Rahmen der Inbetriebsetzung, ggf. in Gegenwart des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats (ENSI) Schweiz (z. B. Gesamt-Gamma-Freimessanlagen) (Pos. 5.4 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.5).
- Weiterhin wird am PSI in der Regel das eigene akkreditierte Radioanalytiklabor während der Charakterisierung eingesetzt, während am KKM ein externes Labor mit entsprechender Umgangsgenehmigung und Akkreditierung genutzt wird (Pos. 5.5 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.5).

Als beiderseits bedeutsam (Bewertung 4 oder 5) für den Massefluss der Freigabe wurden die folgenden Einflussfaktoren identifiziert:

- Änderungen im Regelwerk (Pos. 1.2 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.1)
- Gestaltung des Freigabeverfahrens (abgestimmte grundsätzliche Verfahrensbeschreibung (Pos. 1.7 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.1)
- Berücksichtigung von Freigabeaspekten in der Abbauplanung/-strategie (Pos. 3.3 des Fragenkatalogs, s. Abb. 2.3)
- Schaffung/Anpassung der Infrastruktur für den Abbau (Pos. 3.4 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.3)
- Zerlege- und Dekontaminationsverfahren (Pos. 3.5 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.3)
- Radiologische Charakterisierung (Pos. 4.1 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.4)
- Bestimmung von Nuklidvektoren (Pos. 4.2 des Fragenkatalogs, siehe Abb. 2.4)

4.5 Einfluss der Verwendung von Spektrometrieverfahren bei der Freigabe

Als zusätzlicher Arbeitspunkt wurden in AP 3 der Einfluss der Verwendung von Spektrometrieverfahren bei der Freigabe analysiert.

Es wurden die folgenden Forschungsarbeiten durchgeführt:

- Ausarbeitung wichtiger Aspekte aus den Vorhaben 16ENV09 MetroDecom II /EUR 21/, 20SIP02 FreeRelease /EUR 23/ und weiterführende Literaturrecherche zu dieser Thematik
- Recherche geeigneter Anlagen, welche entsprechende Messverfahren einsetzen, und Erfassung der Vorgehensweisen aus Literaturangaben und vorhandenen Informationen
- Auswertung des Einflusses auf den Massestrom der Freigabe im Vergleich zu den anderen in den Eigenforschungsvorhaben 4722S72520 und 4719E03510 untersuchten Anlagen

Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass die im Rahmen von mehreren EU-Projekten durch das tschechische Unternehmen ENVINET entwickelte Freimessanlage FRMF (Free Release Measurement Facility) eine bis dahin noch nicht in dieser Form vorhandene große Freimessanlage darstellt, die in ihrem vorgesehenen Einsatzzweck mit den in Deutschland verwendeten großen, auf der Messung des Gesamt-Gamma-Effektes beruhenden Freimessanlagen, vergleichbar ist.

Obwohl das Vorhaben 20SIP02 FreeRelease im Jahr 2024 beendet wurde, konnten keine weiteren industriellen Anwendungen, bzw. weitere aktuelle Informationen zur Nutzung eines solchen Designs, identifiziert werden. Auf den Betrieb eines Prototyps wurde verwiesen, der sich in der spanischen Anlage CIEMAT im Einsatz befindet.

Die zweite reine gammaspektrometrische Anlage ist die Anlage des KKW Tschernobyl FRM-03. Der Probetrieb dieser Anlage wurde im Februar 2025 erfolgreich abgeschlossen /ChNPP 25/.

So kann hier zunächst geschlussfolgert werden, dass die Menge von auf Basis von rein gammaspektrometrischen Verfahren beruhenden Freigabemessungen deutlich unter den Mengen aus der Gesamt-Gamma Messungen liegt, die insbesondere in Deutschland angewendet wird.

Eine Übersicht über den Stand weiterer spektrometrischer Messverfahren für die Freigabe wurde auf der Basis der Informationen der Fachtagung KONTEC 2023 gewonnen.

Dabei wurden auch innovative Verfahren beobachtet, die insbesondere für spezielle Aufgaben in der Freigabe von Gebäuden oder (schwer zugänglichen) Teilen davon verwendet werden. Zur Anwendung kommen dafür auch insbesondere spektrometrische Verfahren, für die neue Detektormaterialien und Detektorsysteme Verwendung finden.

Bei der Auswertung von verfügbarer Literatur kann festgestellt werden, dass sich auf dem Gebiet des Einsatzes von Detektormaterialien und Detektorsystemen noch weitere Entwicklungen abzeichnen. Diese sind z. T. auch durch Entwicklungen für medizinische Anwendungen bedingt.

Bei der Freigabe von Materialien kommen im Wesentlichen und insbesondere in Deutschland die etablierten Gesamt-Gamma Messverfahren mit den entsprechend

vorhanden Messsystemen zum Einsatz. Die Notwendigkeit einer Weiterentwicklung oder Änderung dieser etablierten Verfahren wird augenscheinlich nicht gesehen.

Die sicherere Zuordnung von festgelegten Nuklidvektoren und deren Überprüfung im Sinne einer Spektroskopie wird auch in Deutschland mit der „Falsifizierung“ von Nuklidvektoren mit Hilfe parallel laufender spektrometrischer Messungen praktiziert. Dabei sollen nicht zum angewählten Nuklidvektor gehörende gamma-emittierende Radionuklide identifiziert werden. Dies kann insbesondere für komplexe Anlagen, die mit unterschiedlichen radioaktiven Stoffen umgehen oder umgingen bedeutsam sein. Für freizugebende KKW-Abfälle aus Betrieb und Rückbau ist dies eher nicht der Fall. Hier sind es eher die Verhältnisse der zuvor bestimmten Radionuklide, die sich ändern können. Die Repräsentativität der Ermittlung dieser Verhältnisse mit einer einzigen (zusätzlichen) gamma-spektrometrischen Messung an einer bestimmten Stelle, ist ggf. für den Einzelfall zu bestimmen.

In ihrer Stellungnahme zu zuverlässigkeitsverbessernden Maßnahmen bei der Nuklidvektorzuordnung im Freigabeverfahren vom 3./4. April 2025 /ESK 25/ empfiehlt die Entsorgungskommission (ESK), dass Kontrollproben entnommen und gammaspektrometrisch ausgewertet werden, wenn der Nuklidvektor in Bezug auf die verschiedenen Gammastrahler nicht für alle anlagenweit vorkommenden Nuklidverteilungen abdeckend festgelegt ist und ein festzulegender Aktivitätsschwellenwert (abhängig von der Konservativität des Nuklidvektors) im Zuge der Entscheidungsmessung überschritten ist.

Eine gewisse Entwicklung in Bezug auf spektrometrische Messsystem gibt es im Bereich des Einsatzes von Fassmessanlagen für die radiologische Charakterisierung, die neben der Möglichkeit der Identifizierung von im Messgut vorhandenen gammastrahlenden Radioisotopen auch über eine bessere Ortsauflösung der Aktivitätsverteilung verfügen.

Die Auswirkungen auf Nachweisgrenze/Erkennungsgrenze/Vertrauensbereich und auf die Typ A, B Messunsicherheiten beim Einsatz bestimmter spektrometrischen Verfahren konnten im Rahmen der jetzigen Aufgabenstellung noch nicht bewertet werden. Dies sollte jedoch im Rahmen von späteren Untersuchungen erfolgen.

5 Zusammenfassung

Im Rahmen des in diesem Bericht dargestellten Eigenforschungsvorhabens 4722S72520 wurde der Einfluss von Abbaustrategie, Abbauprozess und Messtechnik auf die Abfallmengen aus der Freigabe untersucht. Dabei lag der Fokus auf der Analyse der Einflussfaktoren bei Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung sowie Forschungsreaktoren. Ein wichtiger Baustein dieser Untersuchung war auch die Einbeziehung der Erfahrungen und Vorgehensweisen im Ausland. Dabei wurden insbesondere die folgenden möglichen Einflussfaktoren und ihre Wechselwirkungen untereinander betrachtet: die grundlegende Abbaustrategie, Logistikkonzepte, Abbauprozess (Zerlege- und Dekontaminationstechniken) sowie die eingesetzten Messverfahren und Messtechnik.

Im AP 1 des Eigenforschungsvorhabens wurden zunächst geeignete Anlagen in Deutschland und im europäischen Ausland recherchiert und beschrieben. Für die Datenakquise zur Untersuchung der Einflüsse auf den Massestrom der Freigabe wurde ein Fragenkatalog als Diskussionsgrundlage entwickelt und die Betreiber ausgewählter Anlagen kontaktiert. Eine Zusammenarbeit mit insgesamt vier Betreibern und unterstützend einem Ingenieurbüro zur Beantwortung des Fragenkatalogs sowie zur Bewertung des Einflusses verschiedener Faktoren auf den Massestrom der Freigabe fand im Eigenforschungsvorhaben statt. So konnten insbesondere Informationen zur Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe, dem Anlagenkomplex Sellafield (Vereinigtes Königreich), den Nuklearanlagen am PSI (Schweiz) sowie ergänzend dem Forschungszentrum Risø DTU (Dänemark) und dem KKM (Schweiz) gesammelt werden. In die Auswertung der Einflussfaktoren gingen zusätzlichen die im Eigenforschungsvorhaben 4719E03510 gesammelten und analysierten Informationen zum Rossendorfer Forschungsstandort ein.

Im AP 2 wurden die in den im Arbeitspaket 1 ausgewählten kerntechnischen Anlagen angewandten Abbaustrategien, -verfahren und Messtechniken detailliert erfasst und zusammengestellt. Dadurch erfolgte eine Bestandsaufnahme der möglichen Einflussgrößen auf den Massestrom geringfügig radioaktiver Stoffe zur Freigabe am Beispiel der ausgewählten Anlagen. Hierfür wurden zum einen die in AP 1 gesammelten Unterlagen der Anlagen im In- und Ausland genutzt. Zum anderen wurden mit den Betreibern der ausgewählten kerntechnischen Anlagen Gespräche auf Basis des vorab durch die GRS erstellten Fragenkatalogs geführt und diese ausgewertet. In diesem Zusammenhang wurde der Fragenkatalog mit Einschätzung des Einflusses auf den Massestrom in gemeinsamen Besprechungen mit den Betreibern beantwortet, welche vor Ort oder in Videokonferenzen stattfanden.

Im AP 3 wurde aus den im AP 2 gesammelten detaillierten Informationen zu Abbaustrategien, -techniken und Messverfahren die maßgeblichen Einflussfaktoren auf den Massestrom der Freigabe für die betrachteten Anlagen herausgearbeitet. Aus den Gemeinsamkeiten und Unterschieden in den jeweiligen Vorgehensweisen der verschiedenen kerntechnischen Anlagen wurden standortabhängige und standortunabhängige Einflussgrößen und Parameter herausgearbeitet, welche einen Einfluss auf den Massestrom der freigegebenen Massen haben (können). Hierbei wurde insbesondere ein Vergleich von Anlagen aus dem In- und Ausland durchgeführt, welche dem Spektrum der nuklearen Ver- und Entsorgung (WAK – Sellafield) bzw. Forschungsstandorten mit vorwiegend Forschungsreaktoren (Forschungsstandort Rossendorf – PSI – Risø DTU) zuzurechnen sind. Als Quantifizierungsansatz wurden für die Kernanlagen am PSI Masse-Zeit-Diagramme der freigegebenen Massen erstellt und prägnante Merkmale der Kurvenverläufe herausgearbeitet und diskutiert sowie mit den vorliegenden Ergebnissen für den Forschungsstandort Rossendorf verglichen. Abschließend erfolgte ein Vergleich der im vorliegenden Eigenforschungsvorhaben herausgearbeiteten maßgeblichen Einflussfaktoren auf den Massestrom der Freigabe mit ausgewählten Ergebnissen für Kernkraftwerke.

Literaturverzeichnis

- /AGN 04/ AGNEB (Hrsg.): 27. Tätigkeitsbericht der AGNEB. 82 S., 2004.
- /ATG 22/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) in der Fassung von 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), zuletzt geändert 4. Dezember 2022 (BGBl. I S. 2153).
- /BASE 16/ BASE, Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (Hrsg.): Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung in Deutschland. Stand vom Januar 2024, erreichbar unter <https://www.base.bund.de/SharedDocs/Downloads/BASE/DE/rsh/rsh/A17-VerundEntsorgung.html>, 2016.
- /BASE 24/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) (Hrsg.): Auflistung kerntechnischer Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland, Anlagen "In Stilllegung". Erreichbar unter https://www.base.bund.de/shareddocs/downloads/de/berichte/kt/kernanlagen-stilllegung.pdf?__blob=publicationFile&v=4, abgerufen am 30. Juni 2025.
- /BEE 09/ Beer, H.-F.: Radioactive waste management at the Paul Scherrer Institute, the largest Swiss national research centre. Nuclear Technology and Radiation Protection, Bd. 24, Nr. 3, S. 212–218, DOI 10.2298/NTRP0903212B, 2009.
- /BFE 19/ Kühn, K., Rehs, B., Dewald, M., Dittmann-Schnabel, B.-A., Imielski, P.: Stilllegung kerntechnischer Anlagen in Europa. Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit (BfE), BfE-KE-05/19: Salzgitter, August 2019.
- /BMU 21/ BASE, Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (Hrsg.): Leitfaden zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlagenteilen nach § 7 Atomgesetz. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV), 53 S., 16. September 2021.
- /ChNPP 25/SSE ChNPP: ChNPP Completed Pilot Operation of the Facility for Material Release from Regulatory Control. Stand vom 21. Februar 2025, erreichbar unter <https://chnpp.gov.ua/en/infocenter/news/6335-chnpp-completed-pilot->

operation-of-the-facility-for-material-release-from-regulatory-control, abgerufen am 30. Juni 2025.

- /EIC 91/ Eickelpasch, N., Stang, W., Steiner, H., Fischer A.: Rückbauarbeiten im Kernkraftwerk Gundremmingen Block A. Atomwirtschaft - Atomtechnik, Bd. 36, Nr. 12, S. 561, Dezember 1991.

- /ENT 21/ Gesetz zur Regelung des Übergangs der Finanzierungs- und Handlungspflichten für die Entsorgung radioaktiver Abfälle der Betreiber von Kernkraftwerken (Entsorgungsübergangsgesetz - EntsorgÜG) (EntsorgÜG) in der Fassung von 27. Januar 2017 (BGBl. I S. 114, 120, 1676), zuletzt geändert 25. Juni 2021 (BGBl. I S. 2137).

- /ESK 22/ Entsorgungskommission (ESK): Freigabe radioaktiver Stoffe und Herausgabe nicht radioaktiver Stoffe aus dem Abbau von Kernkraftwerken, INFORMATIONSPAPIER – Langfassung mit ausführlichen Erläuterungen. 21 S., 1. September 2022.

- /ESK 25/ Entsorgungskommission (ESK): Zuverlässigkeitsverbessernde Maßnahmen bei der Nuklidvektorzurordnung im Freigabeverfahren, STELLUNGNAHME der Entsorgungskommission (ESK), verabschiedet in der 122. ESK-Sitzung am 03./04.04.2025. April 2025.

- /EUR 21/ EURAMET (Hrsg.): 16ENV09 MetroDECOMII, In-situ metrology for decommissioning nuclear facilities, Final Publishable Report. 2021.

- /EUR 23/ EURAMET (Hrsg.): 20SIP02 FreeRelease, Transfer of developed pre-selection and free release technology to decommissioning industries, Publishable Summary. Februar 2023.

- /FIC 23/ Fichtner, C., Walter, N., Mayer, S.: Rückbauprojekte von Kernanlagen in der Stilllegung am PSI: Koordination, Herausforderung und aktueller Stand. Präsentation, KONTEC 2023, KONTEC Gesellschaft für technische Kommunikation mbH: Dresden, 30. August 2023.

- /GRS 17/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Stilllegung kerntechnischer Anlagen, Dieser Bericht ist von der GRS im Auftrag des

BMUB im Rahmen des Vorhabens 3616R01310 erstellt worden. GRS-S-Bericht, Nr. 57, 2. Aufl., 2017.

/GRS 22a/ Filby, A., Artmann, A., Hussels, M.-T., Kuchler, L., Meyering, H., Rempel, A.: Einfluss von Rückbaustrategie, -verfahren und Messtechnik beim Rückbau von Kernkraftwerken auf die Freigabe. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS 694, Oktober 2022.

/GRS 22b/ Braunroth, T., Dewald, M., Dittmann-Schnabel, B.-A., Imielski, P., Nicol, J., Spanier, R., Schneider, S.: Sammlung und Bewertung von internationalen Erfahrungen von Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung und Beteiligung am internationalen Erfahrungsaustausch. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS 669, November 2022.

/GRÜ 15/ Gründler, D., Haider, C., Boetsch, W.: Reststoff- und Abfallströme bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen in Deutschland, Abschlussbericht 3612R03520. Hrsg.: Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH, ISTec - A - 2983: Köln, Sept. 2015.

/IAEA 25a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Research Reactor Database (RDDDB). Erreichbar unter <https://nucleus.iaea.org/rrdb/#/home>, abgerufen am 30. Juni 2025.

/IAEA 25b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Integrated Nuclear Fuel Cycle Information System (iNFCIS). Erreichbar unter <https://www.iaea.org/resources/databases/integrated-nuclear-fuel-cycle-information-system-inficis>, abgerufen am 30. Juni 2025.

/IAEA 14/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, General Safety Requirements Part 3 No. GSR Part 3. IAEA Safety Standards: Vienna, Austria, 2014.

/KrWG 23/ Gesetz zur Förderung der Kreislaufwirtschaft und Sicherung der umweltverträglichen Bewirtschaftung von Abfällen Kreislaufwirtschaftsgesetz - KrWG (KrWG) in der Fassung von 24. Februar 2012 (BGBl. I S.212), zuletzt geändert 2. März 2023 (BGBl. I Nr. 56).

- /KTE 25/ Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe (KTE) GmbH (Hrsg.): Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe WAK. Erreichbar unter <https://www.kte-karlsruhe.de/projekte/wiederaufarbeitungsanlagekarlsruhe>, abgerufen am 30. Juni 2025.
- /LAU 01/ Lauridsen, K.: Decommissioning of the nuclear facilities at Risø National Laboratory. Descriptions and cost assessment. 2001.
- /NIS 12/ Siempelkamp NIS Ingenieurgesellschaft mbH: Referenzkonzept Stilllegung Leichtwasserreaktoren. 8561/CA/F 00 9001 2, 140 S., 29. März 2012.
- /NUK 05/ Nuklearforum Schweiz (Hrsg.): Endgültiges Aus für Studsvik-Reaktoren. Erreichbar unter <https://www.nuklearforum.ch/fr/nouvelles/schweden-endgueltiges-aus-fur-studsvik-reaktoren/>, abgerufen am April 2024.
- /OEL 02/ Oelgaard, P. L.: The DR-2 decommissioning project, Denmark. 2002.
- /ONR 17/ Office for Nuclear Regulation (ONR): Licence Condition Handbook. 24 S., 2017.
- /SSG 24/ Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz - StrlSchG) (StrlSchG) in der Fassung von 27. Juni 2017 (BGBl. I S. 1966), zuletzt geändert 23. Oktober 2024 (BGBl. 2024 I Nr. 324).
- /SSM 09/ Swedish Radiation Safety Authority (SSM) (Hrsg.): Decommissioning of the Nuclear Reactors R2 and R2-0 at Studsvik, Sweden, General Data as called for under Article 37 of the Euratom Treaty. 38 S., 2009.
- /SSV 24/ Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) (StrlSchV) in der Fassung von 29. November 2018 (BGBl. I S. 2034, 2036; 2021 I S. 5261), zuletzt geändert 23. Oktober 2024 (BGBl. 2024 I Nr. 324).
- /StSV 22/ Strahlenschutzverordnung (StSV; Schweiz) in der Fassung vom 26. April 2017, zuletzt geändert 1. Januar 2022.

/UMBW 07/Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg (Hrsg.): Messstrategien für die In-situ-Gammaspektrometrie bei Freimessungen von Gebäuden und Bodenflächen nach § 29 StrlSchV. 31. Januar 2007.

/UMBW 20/Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg (Hrsg.): Leitfaden zur Freigabe nach Teil 2 Kapitel 3 der Strahlenschutzverordnung. 64 S., 2020.

/UMBW 23/Ministerium für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg (Hrsg.): Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) mit Verglasungseinrichtung (VEK). Stand vom 27. April 2023, erreichbar unter <https://um.baden-wuerttemberg.de/de/umwelt-natur/kernenergie/kerntechnische-anlagen/sonstige-kerntechnische-anlagen/kerntechnische-entsorgung-karlsruhe-gmbh-kte/wiederaufarbeitungsanlage-karlsruhe-mit-verglasungseinrichtung>, abgerufen am 30. Juni 2025.

/VKT 21/ VKTA Dresden, Jansen, S., Michel, F.: „Zuarbeit zum Projekt ‚Einfluss von Rückbaustrategie, -verfahren und Messtechnik beim Rückbau von Kernkraftwerken auf die Freigabe‘“, VKTA-Bericht KS47/2021, 16. Dezember 2021.

/WES 25a/ Westinghouse: Springfields. Erreichbar unter <https://westinghousenuclear.com/uknuclear/springfields/>, abgerufen am Mai 2025.

/WES 25b/ Westinghouse: The Springfields Metals Advanced Recycling Treatment facility (SMART). Erreichbar unter <https://westinghousenuclear.com/operating-plants/environmental/waste-management/>, Stand von 2025.

/WIE 22/ Wiechers, B.: Herausforderungen beim Rückbau der WAK bei der KTE - Das Öffnen der Büchse der Pandora. atw – International Journal for Nuclear Power, Bd. 67, Nr. 1, S. 32–35, Januar 2022.

/WNN 22/ World Nuclear News (Hrsg.): Dismantling of Italian nuclear fuel plant completed. Erreichbar unter <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Dismantling-of-Italian-nuclear-fuel-plant-complete>, abgerufen am 30. Mai 2025.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Block 1 „Allgemein“ des Fragenkatalogs.....	32
Abb. 2.2	Block 2 „Prozesse“ des Fragenkatalogs.....	33
Abb. 2.3	Block 3 „Rückbautechniken/Strategien“ des Fragenkatalogs	34
Abb. 2.4	Block 4 „Radiologische Charakterisierung“ des Fragenkatalogs	35
Abb. 2.5	Block 5 „Messtechnik“ des Fragenkatalogs.....	36
Abb. 3.1	Übersicht der für die WAK beantworteten Fragen des Fragenkatalogs und des durch den Betreiber eingeschätzten Einflusses auf den Massestrom	41
Abb. 3.2	Übersicht der für die Anlage Sellafield beantworteten Fragen des Fragenkatalogs und des durch den Betreiber eingeschätzten Einflusses auf den Massestrom	44
Abb. 3.3	Schweizer Gesetzgebung für den Strahlenschutz.....	45
Abb. 3.4	Übersicht des Ablaufs der Entsorgung basierend auf den Artikeln der Schweizer Strahlenschutzverordnung (StSV)	46
Abb. 3.5	Übersicht der für die Nuklearanlagen am PSI beantworteten Fragen des Fragenkatalogs und des durch den Betreiber eingeschätzten Einflusses auf den Massestrom	53
Abb. 4.1	Stilllegungsstrategien.....	56
Abb. 4.2	Materialfreigaben in den Jahren 2006 bis 2023 aller Kernanlagen in Stilllegung am PSI (Diorit, Saphir, Proteus, VVA).....	73
Abb. 4.3	Materialfreigaben in den Jahren 2006 bis 2023 der stillgelegten Kernanlagen Diorit, Saphir, Proteus und VVA am PSI	74
Abb. 4.4	Materialspezifische Freigaben in den Jahren 2006 bis 2023 der stillgelegten Kernanlagen Diorit, Saphir, Proteus und VVA am PSI.....	75
Abb. 4.5	Materialspezifische Freigaben in den Jahren 2006 bis 2023 des stillgelegten Forschungsreaktors Saphir am PSI.....	76
Abb. 4.6	Materialspezifische Freigaben in den Jahren 2006 bis 2023 des stillgelegten Forschungsreaktors Diorit am PSI.....	77
Abb. 4.7	Materialspezifische Freigaben in den Jahren 2014 bis 2023 des stillgelegten Forschungsreaktors Proteus am PSI.....	78
Abb. 4.8	Materialspezifische Freigaben in den Jahren 2016 bis 2022 der stillgelegten Versuchsverbrennungsanlage am PSI	79

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Auswahl europäischer Forschungsreaktoren anhand Kriterien zu Leistung, Land und Status (Betriebszeitraum) aus der RRDB.....	15
Tab. 2.2	Deutsche Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung /BASE 16/, /BASE 24/	18
Tab. 2.3	Europäische Anlagen (außer Deutschland) der nuklearen Ver- und Entsorgung (ohne Uranabbau) aus iNFCIS.....	19
Tab. 2.4	Für den durchgeführten paarweisen Vergleich ausgewählte Anlagen im In- und Ausland.....	37
Tab. 4.1	Positionen des Fragenkatalogs, für welche jeweils standortunabhängig ein hoher Einfluss auf den Massestrom der Freigabe identifiziert wurde.....	67
Tab. 4.2	Positionen des Fragenkatalogs, für welche jeweils standortabhängig größere Differenzen in der Bewertung des Einflusses auf den Massestrom der Freigabe identifiziert wurden.....	70

Abkürzungsverzeichnis

AG	Arbeitsgemeinschaft
AGNEB	Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung
ANF	Advanced Nuclear Fuels GmbH
AP	Arbeitspaket
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
BAG	Bundesamt für Gesundheit, Schweiz
BAT	Best Available Techniques
BEIS	Department for Business, Energy & Industrial Strategy, UK
BHB	Betriebshandbuch
BMUKN	Bundesministeriums für Umwelt, Klimaschutz, Naturschutz und nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz
CASTOR	Cask for Storage and Transport of Radioactive Material
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas
DD	Dansk Dekommissionering
DDR	Deutsche Demokratische Republik
DIN	Deutsches Institut für Normung
DIORIT	Forschungsreaktor am PSI
DTU	Danmarks Tekniske Universitet (Dänemarks Technische Universität)
EB	Entsorgungsbetriebe der KTE (früher HDB)
EM	Entscheidungsmessung
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, Schweiz
ERAM	Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben
ESK	Entsorgungskommission
FR 2	Forschungsreaktor 2 Karlsruhe
FRMF	Free Release Measurement Facility
FSR	Forschungsstandort Rossendorf
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH

HAWC	High Active Waste Concentrate
HLW	High Level Waste
HDB	Hauptabteilung Dekontaminationsbetriebe (jetzt: EB)
HOBEG	Hochtemperatur-Brennelement-Gesellschaft
HZ	Heiße Zellen
IAEA	International Atomic Energy Agency (Internationale Atomenergie-Organisation)
ICP-MS	Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry (Massenspektrometrie mit induktiv gekoppeltem Plasma)
ILW	Intermediate Level Waste
ISO	International Organization for Standardization
KFK	Kommission zur Überprüfung der Finanzierung des Kernenergieausstiegs
KIT	Karlsruher Institut für Technologie
KKM	Kernkraftwerk Mühleberg
KKW	Kernkraftwerk
KNK	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage Karlsruhe
KTE	Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe GmbH
LAVA	Lagereinrichtung für hochradioaktive Abfälle der WAK
LLW	Low Level Waste
LLWR	Low Level Waste Repository, Ltd.
MOX	Mischoxid
MZFR	Mehrzweckforschungsreaktor Karlsruhe
NDA	Nuclear Decommissioning Authority, UK
NFCFDB	Nuclear Fuel Cycle Facilities Database
NFCSS	Nuclear Fuel Cycle Simulation System
NV	Nuklidvektor
OM	Orientierungsmessung
ONR	Office for Nuclear Regulation, UK
PIEDB	Post Irradiation Examination Facilities Database

PKA	Pilotkonditionierungsanlage
PO	Plutoniumoxid
POCO	Post Operational Clean Out
PROTEUS	Forschungsreaktor am PSI
PSI	Paul Scherrer Institut
QM	Qualitätssichernde Maßnahmen
RFR	Forschungsreaktor Rossendorf
RRDB	Research Reactor Database
SAPHIR	Forschungsreaktor am PSI
SBH-MOX	Siemens Brennelementwerk Hanau, Betriebsteil MOX
SBH-Uran	Siemens Brennelementwerk Hanau, Betriebsteil Uranverarbeitung
SBWK	Siemens Brennelementwerk Betrieb Karlstein
SMART	Springfields Metals Advanced Recycling Treatment Facility
StSG	(Schweizer) Strahlenschutzgesetz
StrlSchG	Strahlenschutzgesetz
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
StSV	(Schweizer) Strahlenschutzverordnung
TBL-A	Transport-Behälterlager Ahaus
TBL-G	Transport-Behälterlager Gorleben
ThDEPO	World Thorium Deposits and Resources
UDEPO	World Distribution of Uranium Deposits Database
UK	United Kingdom (Vereinigtes Königreich)
URENCO	Urananreicherungsanlage Gronau
VEK	Verglasungseinrichtung Karlsruhe
VKENOG	Gesetz zur Neuordnung der Verantwortung in der kerntechnischen Entsorgung
VKTA	Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e. V.
VLLW	Very Low Level Waste
VU	Voruntersuchung

VVA	Versuchsverbrennungsanlage am PSI
WAK	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe
ZLN	Zwischenlager Nord

A Anhang: Zusätzliche Fassungen des Fragenkatalogs

A.1 Englischsprachige Fassung des Fragenkatalogs

1. GENERAL		
Pos.	Question	Estimated impact on the clearance material flow (1 none 2 little 3 moderate 4 high 5 very high)
1.1.	Are there any conditions/requirements defined in the licenses/permits for decommissioning and dismantling regarding clearance? In which licensing steps were such conditions/requirements defined?	1 2 3 4 5 ☐ ☐ ☐ ☐ ☐
1.2.	Are there any problems encountered during the implementation of the decommissioning project due to changes in your country's respective regulatory framework or legislation regarding the clearance procedure or international recommendations (IAEA, EU Council Directives, ICRP, ISO Standards, etc.)? - Impact on the project implementation time? - Approaches for resolving problems? - Which clearance options - generic and/or specific - were used (and could be used in the future)?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
1.3	Did new permits/notices regarding clearance have to be obtained specifically for the decommissioning and dismantling phase? Has the (existing) clearance procedure been specifically adapted to dismantling, for example, to make new paths viable for certain material streams etc.? If so, which ones?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
1.4.	Is/was a procedure of "removal" (from, for example, supervised areas of a nuclear and radiation hazardous facility) of only "suspicious" material/waste applied, and if yes, for which parts of the respective facility? - If yes, which kind and amount of materials and share of the total released material were removed by using this option?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
1.5.	What kind of regulatory/supervisory procedure regarding clearance of material from regulatory control is necessary/implemented? - Which steps are defined, for example, for preparing submittals and regulatory decisions on them? - In which way is the involvement of an independent expert or organisation required? - In which way are independent radiological measurements to be performed, for example, by a (certified) radiological measurement laboratory?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
1.6.	Organisation and approval of the clearance procedure: - Is there an overall clearance procedure agreed upon with the authority that contains a general description of the procedure? - Which steps are mandatory in the clearance procedure (such as preliminary investigations and measurements, orientation/verification measurements, decision measurement)? - Which of these steps were implemented exclusively on your own (operators) responsibility, and which were accompanied by supervision by a regulatory or technical support organisation?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐

Abb. A1 Englischsprachige Fassung des Blocks 1: „General“

2. PROCESSES		
Pos.	Question	Estimated impact on the clearance material flow (1 none 2 little 3 moderate 4 high 5 very high)
2.1.	Which processes related to clearance have been standardised and in which way (e.g., standard working plans, work instructions)? Was it necessary to change these provisions in the course of the decommissioning and dismantling of a nuclear facility?	1 2 3 4 5 ☐ ☐ ☐ ☐ ☐
2.2.	Is there an internal feedback of experiences ("lessons learned")? How is the communication procedure for clearance of material organised? - Are there communication processes among stakeholders and the public defined and applied? - Are there any problems seen with a potential for further improvements? - Is there a specific knowledge management system been introduced?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
2.3.	Did bottlenecks arise regarding workforce and availability of well-trained and experienced personnel in the decommissioning process as a whole and, in particular, in the clearance process? - Was there a multi-shift operation? For which (specific) areas?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
2.4.	How was the material management designed regarding clearance to ensure a continuous material flow? - General strategy: Which kind of material was cleared on site, and which was transferred to other (outside) facilities? How is this organised, coordinated and agreed with between the facilities? - Were there any restrictions on the use of clearance procedures leading to a reduction of the cleared amounts of material for logistical reasons (e.g., existence and capacity of landfills, melting or incineration plants)? - Is a decay storage of measured batches with a subsequent (later) re-measurement (or numerical re-evaluation) foreseen?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
2.5.	Were case-by-case verifications carried out, and if so, for which materials or material groups and for which cases? - Did this lead to a (significant) increase in the amount of cleared material? - Did this lead to (significant) prolongations in the clearance process? - Can these increased coordination and verification efforts be considered as justified and appropriate?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐

Abb. A2 Englischsprachige Fassung des Blocks 2: „Processes“

3. DISMANTLING TECHNIQUES/STRATEGIES		
Pos.	Question	Estimated impact on the clearance material flow (1 none 2 little 3 moderate 4 high 5 very high)
3.1.	Into which phases was the decommissioning and dismantling project divided? - How did these phases differ regarding the possibility or necessity of using clearance procedures? - Could the clearance of materials be used from the beginning of the dismantling works, e.g., to organise a continuous clearance process?	1 2 3 4 5 ☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.2.	How was the dismantling strategy and sequence planned and realised (e.g., activated and/or higher contaminated components first or last)?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.3.	Were aspects of clearance explicitly considered during the planning of dismantling, leading to the adjustment of the dismantling strategy or the sequence of dismantling works? - If so, which ones? - Has this proven to be effective in practice?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.4.	To what extent did the infrastructure for the clearance of material have to be established initially or modified? - If so, what was done and when/how long did this work last? - Which decontamination facilities were upgraded or newly created in view of optimising the amount of cleared material? - What kind of clearance measurement technology (equipment) was purchased, and which civil construction work was necessary for the establishment of a "clearance measurement facility", if so foreseen?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.5.	Has a (substantial) impact of the employed dismantling and decontamination techniques been identified on the clearance material flow? If yes, to what extent?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.6.	Were there any problems that rendered the planned clearance strategies obsolete (e.g., due to building statics during the clearance of buildings)? - If yes, which ones, and how were these problems solved?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.7.	How were concrete structural elements cleared? - As blocks or in (demolished) bulk? - Where were these measured (at the places of origin or other locations in the supervised area in a special clearance measuring facility or building)? - Have requirements been made for material separation, e.g., for separating metallic components such as the reinforcement?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.8.	How is/was the clearance of buildings planned and implemented? - Are there any case-by-case verifications necessary and used, for example, for the clearance of areas where access was difficult or it was impossible to perform (direct) radiological measurements?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
3.9.	How is the clearance of metals organised? - By in-house treatment, including decontamination and radiological clearance measurements? - Pre-treatment, melting/processing at external (national/international) service providers? - Use of generic (unconditional) clearance and/or specific clearance for disposal (landfill) or recycling? - What is the impact of the selected clearance option on the flow of cleared material?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐

Abb. A3 Englischsprachige Fassung des Blocks 3: „Dismantling Techniques/Strategies“

4. RADIOLOGICAL CHARACTERISATION		
Pos.	Question	Estimated impact on the clearance material flow (1 none 2 little 3 moderate 4 high 5 very high)
4.1.	How was the radiological characterisation carried out for candidate material for clearance? - How many samples were taken and analysed, and how many of them included measurements of difficult-to-measure radionuclides by using, for example, radiochemical analytical techniques and other advanced techniques like "Inductively coupled plasma mass spectrometry (ICP-MS)"? - What is the basis, and how were the kind and number of samples determined (e.g., determination per unit of quantity)? - What other investigations were carried out in preparation for the radiological characterisation by measurements (e.g., activation calculations, burn-up calculations)? - When was this preparatory characterisation work carried out (before or in parallel to the dismantling works)? Were there any substantial problems during characterisation work implementation which delayed the clearance?	1 2 3 4 5 ☐ ☐ ☐ ☐ ☐
4.2.	How were nuclide vectors/extrapolation factors/correlation factors determined? For example: - For the whole facility or distinct systems - Is the approach for determining these factors considered more conservative or more realistic?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
4.3.	Number of nuclide vectors/extrapolation factors/correlation factors? - Did problems arise when applying such factors/nuclide vectors? - How were these resolved? - Were (significant) deviations or further radionuclides identified later that were not considered in the assumed nuclide vector?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
4.4.	To what extent did the results of the radiological characterisation of candidate material for clearance impact the dismantling sequence?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
4.5.	Did the dismantling sequence have a (significant) impact on the possibility of radiological characterisation, e.g., for the possibility of sampling?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
4.6.	Were there radionuclides or their shares in the assumed nuclide vector (factors) observed which made (final) clearance measurements more difficult or even impossible (for example, in case of missing easy-to-measure radionuclides)? - If so, which ones and to what extent? - What solutions have been found?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐

Abb. A4 Englischsprachige Fassung des Blocks 4: „Radiological Characterisation“

5. MEASURING TECHNIQUES		
Pos.	Question	Estimated impact on the clearance material flow (1 none 2 little 3 moderate 4 high 5 very high)
5.1.	Which measurement technology was used for clearance procedures (type of measurement devices)? - Were special measurement technologies applied for certain kinds of material and contamination/activation? - Are there requirements for using a specific measurement technology/device defined (for example, gamma spectrometric measurements)? - What combinations of different measurement techniques, e.g., spectrometric with total alpha/gamma measurements, were typically used?	1 2 3 4 5 ☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.2.	Were the used measurement technology/devices improved and/or extended at a later stage? - If yes, from when and in which way? - Reasons for the need for improvements?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.3.	Were there any problems regarding the measurement technology employed, e.g., calibration/detection sensitivity of the measurement technology?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.4.	Which measurement technology was purchased, and which was provided by external companies? How is this measurement technology qualified/certified for clearance measurements?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.5.	Were external (measurement) laboratories consulted? If yes, for what? How were the laboratories qualified (certified) for the given measurement tasks? To what extent did accreditation play a role?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.6.	How was the measurement technique calibrated? (conservative/covering/realistic)	☐ ☐ ☐ ☐ ☐
5.7.	Has a background subtraction been made for natural radionuclides (uranium and thorium decay chains, K-40) not originating from the authorised practice? Has a correction been made for Cs-137 from the fallout of nuclear weapons testing and the accident at Chernobyl NPP? How was a possible background subtraction determined and applied in this case? Was this procedure of importance regarding the amount of cleared material?	☐ ☐ ☐ ☐ ☐

Abb. A5 Englischsprachige Fassung des Blocks 5: „Measuring Techniques“

A.2 Zusätzlicher Block des Fragenkatalogs „Dekontaminationstechniken“

6. DEKONTAMINATIONSTECHNIKEN						
Pos.	Frage	Einfluss auf Massenstrom Freigabe nach eigener Einschätzung (1 gar nicht 2 wenig 3 mäßig 4 hoch 5 sehr hoch)				
6.1.	Welche Dekontaminationstechniken wurden eingesetzt und wofür (z. B. Abrasivstrahlen, Säurebäder o. Ä., Schmelzen von Metallen etc.)?	1	2	3	4	5
		☐	☐	☐	☐	☐
6.2.	Welche/wie viele Geräte wurden zur Dekontamination eingesetzt (z. B. Muldenbandstrahlanlage, Sandstrahlbox)? - Ab welchem Zeitpunkt wurden die Geräte eingesetzt? - Gab es Änderungen im Verlauf des Rückbaus?	☐	☐	☐	☐	☐
6.3.	Welche Materialien/Materialmengen wurden dekontaminiert? (insgesamt, wenn möglich zeitlich aufgeschlüsselt)	☐	☐	☐	☐	☐
6.4.	Bis zu welchem Aktivitätsniveau erfolgte die Dekontamination und wie wurde der Dekontaminationserfolg überprüft? Wurden verschiedene Verfahren eingesetzt und hinsichtlich ihrer Effizienz, ihres zeitlichen und finanziellen Aufwandes verglichen?	☐	☐	☐	☐	☐
6.5.	Inwieweit konnten standardisierte Dekontaminationsverfahren eingesetzt werden, die ggf. den Aufwand zum Nachweis des Dekontaminationserfolgs reduzierten? Wie wurden diese Verfahren qualifiziert?	☐	☐	☐	☐	☐
6.6.	Welche Maßnahmen wurden hinsichtlich einer möglichen Nuklidvektorverschiebung (z. B. bei „selektiven“ Dekontaminationsverfahren wie chemische oder elektrolytische) getroffen? - Z. B. Überwachung des Strahlguts, des Dekontaminationsmittels etc., pauschale Verfahrensqualifizierung) - Wurde Anforderungen formuliert, die eine Bestimmung des Nuklidvektors nach der Dekontamination erfordern? - Wurde eine Abschätzung eines möglichen Fehlers bei der Aktivitätsbestimmung mit einem „fehlerhaften“ Nuklidgemisch vorgenommen?	☐	☐	☐	☐	☐
6.7.	Gab es besonders positive oder negative Erfahrungen mit eingesetzten Dekontaminationstechniken?	☐	☐	☐	☐	☐

Abb. A6 Optionaler Block 6 „Dekontaminationstechniken“ des Fragenkatalogs

**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 978-3-911727-10-5