



**Kernkraftwerk Grohnde
Stilllegung und Abbau**

Sicherheitsbericht

Inhaltsverzeichnis

Seite

| | |
|--|-----------|
| INHALTSVERZEICHNIS | 2 |
| ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS | 8 |
| 1. DAS VORHABEN IM ÜBERBLICK | 12 |
| 1.1 Nachbetrieb | 14 |
| 1.2 Restbetrieb | 15 |
| 1.3 Abbau von Anlagenteilen in der Abbauphase 1 | 18 |
| 1.4 Abbau von Anlagenteilen in der Abbauphase 2 | 19 |
| 1.5 Maßnahmen nach Entlassung aus der atomrechtlichen Überwachung | 19 |
| 1.6 Einrichtung und Betrieb eines Reststoffbehandlungszentrums (RBZ) | 20 |
| 1.7 Vorhandene und geplante Anlagen am Standort KWG | 20 |
| 1.7.1 Standortzwischenlager (BZD) | 20 |
| 1.7.2 Transportbereitstellungshalle (TBH-KWG) | 20 |
| 1.8 Strahlenexposition in der Umgebung | 21 |
| 1.9 Ereignisanalyse | 24 |
| 2. STANDORT | 25 |
| 2.1 Geografische Lage | 25 |
| 2.2 Besiedelung | 27 |
| 2.3 Boden- und Wassernutzung | 28 |
| 2.4 Gewerbe- und Industriebetriebe, militärische Anlagen | 29 |
| 2.5 Verkehrswege | 30 |
| 2.5.1 Straßen | 31 |
| 2.5.2 Eisenbahn | 32 |

| | | |
|-------------|---|-----------|
| 2.5.3 | Wasserstraßen | 32 |
| 2.5.4 | Flugplätze und Luftstraßen | 32 |
| 2.6 | Meteorologische Verhältnisse | 32 |
| 2.7 | Geologische Verhältnisse | 35 |
| 2.8 | Hydrologische Verhältnisse | 35 |
| 2.8.1 | Oberflächengewässer | 35 |
| 2.8.2 | Hochwasser | 35 |
| 2.8.3 | Grundwasser | 36 |
| 2.8.4 | Trinkwassergewinnung | 36 |
| 2.9 | Seismische Verhältnisse | 36 |
| 2.10 | Radiologische Vorbelastung | 37 |
| 2.11 | Zusammenfassende Standortbewertung..... | 40 |
| 3. | DAS KERNKRAFTWERK GROHNDE | 41 |
| 3.1 | Beschreibung der Kraftwerksanlage..... | 41 |
| 3.1.1 | Funktion | 42 |
| 3.1.2 | Systemaufbau des Primärkreislaufs..... | 44 |
| 3.1.3 | Systemaufbau des Sekundärkreislaufs (Wasser-Dampf-Kreislauf)..... | 46 |
| 3.1.4 | Kühlwassersystem..... | 48 |
| 3.1.5 | Gebäude und weitere Systeme..... | 50 |
| 3.2 | Systeme und Einrichtungen im Restbetrieb..... | 52 |
| 3.2.1 | BE-Kühlsysteme sowie Ver- und Entsorgungseinrichtungen..... | 53 |
| 3.2.2 | Überwachungs- und Schutzeinrichtungen..... | 58 |
| 3.2.3 | Sonstige/weitere Einrichtungen | 59 |
| 3.3 | Radiologischer Ausgangszustand der Anlage | 60 |
| 3.3.1 | Inventar an Radionukliden..... | 61 |

| | | |
|------------|---|-----------|
| 3.3.2 | Brennelemente und Sonderbrennstäbe | 63 |
| 3.3.3 | Aktivierte Anlagenteile | 63 |
| 3.3.4 | Radioaktive Betriebsabfälle | 64 |
| 3.3.5 | Kontaminierte Anlagenteile | 65 |
| 3.3.6 | Dosisleistung im Kontrollbereich | 65 |
| 3.4 | Radiologische Charakterisierung | 66 |
| 3.4.1 | Vorgehensweise | 66 |
| 3.4.2 | Ablauf der radiologischen Detailcharakterisierung | 67 |
| 3.4.3 | Mess- und Beprobungsmethoden | 68 |
| 4. | ARBEITSBEREICHE, VERFAHREN UND ABBAUEINRICHTUNGEN..... | 71 |
| 4.1 | Arbeitsbereiche | 71 |
| 4.1.1 | Allgemeines..... | 71 |
| 4.1.2 | Reststoffbehandlungszentrum | 72 |
| 4.1.3 | Zerlegeplätze..... | 73 |
| 4.1.4 | Bereiche zur Dekontamination | 74 |
| 4.1.5 | Bereiche zur Konditionierung | 75 |
| 4.1.6 | Bereiche für Radioaktivitätsmessungen | 75 |
| 4.1.7 | Transportwege | 75 |
| 4.1.8 | Pufferlagerung | 76 |
| 4.1.9 | Zwischenlagerung | 79 |
| 4.2 | Zerlege-, Dekontaminations- und Konditionierungsverfahren..... | 79 |
| 4.2.1 | Zerlegeverfahren..... | 80 |
| 4.2.2 | Dekontaminationsverfahren..... | 81 |
| 4.2.3 | Konditionierungsverfahren | 84 |
| 4.3 | Abbaueinrichtungen, Geräte und Werkzeuge..... | 86 |

| | | |
|-------------|--|------------|
| 5. | DER ABBAU DES KERNKRAFTWERKS GROHNDE | 89 |
| 5.1 | Allgemeines | 89 |
| 5.2 | Abbauphase 1 | 93 |
| 5.2.1 | Phasenabschnitte..... | 93 |
| 5.2.2 | Schutzziele | 95 |
| 5.2.3 | Abbauumfang in Abbauphase 1..... | 96 |
| 5.3 | Abbauphase 2 | 105 |
| 5.3.1 | Schutzziele | 105 |
| 5.3.2 | Abbauumfang in Abbauphase 2..... | 106 |
| 5.4 | Rückzug aus den Gebäuden des Kontrollbereichs | 110 |
| 6. | RESTSTOFFMANAGEMENT | 111 |
| 6.1 | Gesamtkonzeption | 111 |
| 6.2 | Stoffströme..... | 114 |
| 6.3 | Freigabe..... | 118 |
| 6.4 | Gebäude- und Geländefreigabe | 121 |
| 6.5 | Freigabe bei anderen Genehmigungsinhabern | 122 |
| 6.6 | Wiederverwendung und kontrollierte Verwertung im kerntechnischen Bereich..... | 122 |
| 6.7 | Herausbringen | 123 |
| 6.8 | Herausgabe..... | 123 |
| 6.9 | Radioaktive Abfälle | 124 |
| 6.9.1 | Feste radioaktive Rohabfälle | 126 |
| 6.9.2 | Flüssige radioaktive Rohabfälle | 127 |
| 6.10 | Konventionelle Abfälle | 127 |
| 7. | STRAHLENSCHUTZ | 129 |
| 7.1 | Aufgaben | 129 |

| | | |
|------------|--|------------|
| 7.2 | Strahlenschutzbereiche | 130 |
| 7.3 | Strahlenschutzmaßnahmen und Überwachung | 132 |
| 7.3.1 | Arbeitsplatzüberwachung..... | 132 |
| 7.3.2 | Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung..... | 133 |
| 7.3.3 | Personenschutzmaßnahmen | 134 |
| 7.3.4 | Personenüberwachung | 135 |
| 7.4 | Aktivitätsrückhaltung | 135 |
| 7.5 | Ableitung radioaktiver Stoffe..... | 137 |
| 7.5.1 | Ableitung von radioaktiven Stoffen mit der Fortluft | 137 |
| 7.5.2 | Ableitung von radioaktiven Stoffen mit dem Abwasser | 138 |
| 7.5.3 | Emissionsüberwachung | 139 |
| 7.5.4 | Immissionsüberwachung | 139 |
| 7.6 | Strahlenexposition in der Umgebung | 140 |
| 7.6.1 | Grundsätzliches..... | 140 |
| 7.6.2 | Ableitung mit der Fortluft..... | 141 |
| 7.6.3 | Ableitung mit dem Abwasser..... | 143 |
| 7.6.4 | Direktstrahlung | 147 |
| 7.6.5 | Begrenzung der Strahlenexposition für die Bevölkerung | 148 |
| 8. | ORGANISATION UND BETRIEB | 150 |
| 8.1 | Aufbauorganisation..... | 150 |
| 8.2 | Erhalt der Fachkunde während der Stilllegung und des Abbaus | 151 |
| 8.3 | Regelungen zum Restbetrieb | 152 |
| 8.4 | Dokumentation der Stilllegung und des Abbaus | 154 |
| 8.5 | Qualitäts- und Sicherheitsmanagement | 155 |

| | | |
|------------|---|------------|
| 9. | EREIGNISANALYSE | 157 |
| 9.1 | Einleitung | 157 |
| 9.2 | Zu betrachtende Ereignisse | 158 |
| 9.3 | Ereignisse durch Einwirkungen von innen | 160 |
| 9.3.1 | Ereignisse bei Lagerung und Handhabung von bestrahlten Brennelementen | 160 |
| 9.3.2 | Anlageninterne Überflutungen und Leckagen..... | 162 |
| 9.3.3 | Ausfall und Störungen von Hilfs- und Versorgungseinrichtungen..... | 164 |
| 9.3.4 | Anlageninterne Brände und Explosionen | 167 |
| 9.3.5 | Mechanische Einwirkungen | 171 |
| 9.3.6 | Chemische Einwirkungen..... | 175 |
| 9.3.7 | Ereignisse bei der Handhabung radioaktiver Stoffe | 176 |
| 9.4 | Einwirkungen von außen | 178 |
| 9.4.1 | Naturbedingte Einwirkungen..... | 178 |
| 9.4.2 | Zivilisatorische Einwirkungen..... | 180 |
| 9.5 | Zusammenfassung | 183 |
| 10. | AUSWIRKUNGEN AUF DIE IN § 1A ATVFV GENANNTE SCHUTZGÜTER | 185 |
| 11. | BEGRIFFSBESTIMMUNGEN | 186 |
| 12. | QUELLENVERZEICHNIS | 196 |
| 13. | ABBILDUNGSVERZEICHNIS | 200 |
| 14. | TABELLENVERZEICHNIS | 201 |
| 15. | ANHANG 1: LAGEPLAN DES KERNKRAFTWERKES GROHNDE..... | 202 |

Abkürzungsverzeichnis

| | |
|-----------|---|
| AG | Abbaugenehmigung |
| ALARA | As Low As Reasonably Achievable |
| ALG | Abfalllager Gorleben |
| ArbStättV | Arbeitsstättenverordnung |
| AtEV | Atomrechtliche Entsorgungsverordnung |
| AtG | Atomgesetz |
| AtVfV | Atomrechtliche Verfahrensverordnung |
| AVV | Allgemeine Verwaltungsvorschrift |
| AZU 1 | Lager Unterweser für radioaktive Abfälle, ehemals LUnA |
| AZU 2 | Lager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle und Reststoffe am Standort Unterweser, ehemals LUW |
| AZW | Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle und Reststoffe am Standort Würgassen, ehemals TBH |
| BE | Brennelement |
| BELB | Brennelementlagerbecken |
| BGE | Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH |
| BGZ | Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH |
| BHB | Betriebshandbuch |
| BHKW | Blockheizkraftwerk |
| BOHB | Betriebsorganisationshandbuch |
| Bq | Becquerel; $1 \text{ E}+17 \text{ Bq} = 1 \cdot 10^{17} \text{ Bq}$ |
| BZD | Standortzwischenlager für abgebrannte Brennelemente Grohnde |
| BZU | Standortzwischenlager für abgebrannte Brennelemente Unterweser |
| CASTOR® | Cask for Storage and Transport of Radioactive Material (Behälter zur Aufbewahrung und zum Transport radioaktiven Materials) |
| DE | Dampferzeuger |
| DIN | Deutsches Institut für Normung e.V. |

| | |
|-----------|--|
| DWR | Druckwasserreaktor |
| EMS | Europäische Makroseismische Skala |
| EMV | Elektromagnetische Verträglichkeit |
| EntsÜG | Entsorgungsübergangsgesetz |
| ESK | Entsorgungskommission |
| EVA | Einwirkungen von außen |
| EVI | Einwirkungen von innen |
| EVU | Energieversorgungsunternehmen |
| FFH | Flora Fauna Habitat |
| FSD | Full System Decontamination (Primärkreisdekontamination) |
| GefStoffV | Gefahrstoffverordnung |
| GGVSEB | Gefahrgutverordnung Straße, Eisenbahn und Binnenschifffahrt |
| GmbH | Gesellschaft mit beschränkter Haftung |
| HD | Hochdruck |
| IHAO | Instandhaltungs- und Abbauordnung |
| IP | Industrial Package (Industrierversandstück) |
| IT | Informationstechnik |
| IWRS II | Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei Tätigkeiten der Instandhaltung, Änderung, Entsorgung und des Abbaus in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen |
| KFÜ | Kernreaktor-Fernüberwachung |
| KKG | Kernkraftwerk Grafenrheinfeld |
| KKS | Kernkraftwerk Stade |
| KKU | Kernkraftwerk Unterweser |
| KrWG | Kreislaufwirtschaftsgesetz |
| KTA | Kerntechnischer Ausschuss |
| KWG | Kernkraftwerk Grohnde |
| KWU | Kraftwerk Union |

| | |
|------------------|--|
| KWW | Kernkraftwerk Würgassen |
| LAW | Low Active Waste (schwachradioaktive Abfälle) |
| LdA | Leiter der Anlage |
| MAW | Medium Active Waste (mittelradioaktive Abfälle) |
| Mg | Megagramm – $1 \text{ Mg} = 10^6 \text{ g} = 1.000.000 \text{ g} = 1.000 \text{ kg} = 1 \text{ t}$ (Tonne) |
| Mio | Millionen |
| MW _{el} | Megawatt elektrisch |
| ND | Niederdruck |
| NDWV | Notfall-Dosiswerte-Verordnung |
| NHB | Notfallhandbuch |
| NLWKN | Niedersächsischer Landesbetrieb für Wasserwirtschaft, Küsten- und Naturschutz |
| NN | Normal Null |
| oHG | Offene Handelsgesellschaft |
| OKG | Oberes Kerngerüst |
| PCB | Polychlorierte Biphenyle |
| PDCA | Plan – Do – Check - Act |
| PEL | PreussenElektra GmbH |
| PHB | Prüfhandbuch |
| RBZ | Reststoffbehandlungszentrum |
| RDB | Reaktordruckbehälter |
| RG-Kran | Reaktorgebäude-Rundlaufkran |
| RSB | Reaktorsicherheitsbehälter |
| SAG | Stilllegungs- und Abbaugenehmigung |
| SBS | Sonderbrennstäbe |
| SEWD | Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter |
| SSFE | Steuerstabsführungseinsätze |
| SSK | Strahlenschutzkommission |

| | |
|-----------|--|
| StrlSchG | Strahlenschutzgesetz |
| StrlSchV | Strahlenschutzverordnung |
| Sv | Sievert – $1 \text{ Sv} = 1.000 \text{ mSv} = 1.000.000 \text{ }\mu\text{Sv}$ |
| TBG | Teilbetriebsgenehmigung |
| TBH-KWG | Transportbereitstellungshalle für radioaktive Abfälle und radioaktive Reststoffe am Standort Grohnde |
| TBL-Ahaus | Transportbehälterlager Ahaus |
| UKG | Unteres Kerngerüst |
| UVP | Umweltverträglichkeitsprüfung |
| UVPG | Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung |
| VDK | Verdampferkonzentrat |
| WKP | Wiederkehrende Prüfung |

1. DAS VORHABEN IM ÜBERBLICK

Das Kernkraftwerk Grohnde (KWG) ist ein Druckwasserreaktor des Herstellers KWU (Kraftwerk Union) der Baulinie 3 (Vor-Konvoi) und ging 1985 in den kommerziellen Leistungsbetrieb. Das KWG ist genehmigt nach § 7 Absatz 1 des Gesetzes über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz, AtG /1/) als eine Anlage zur Spaltung von Kernbrennstoffen. Die dabei gewonnene Energie wird in elektrischen Strom umgewandelt und an das öffentliche Netz abgegeben.

Eigentümer des Kernkraftwerks Grohnde ist die Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH & Co. oHG. Genehmigungsinhaber und damit Verantwortliche gemäß § 7 AtG /1/ und § 69 StrlSchG /2/ sind

- Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH & Co. oHG,
- Gemeinschaftskraftwerk Weser GmbH & Co. oHG,
- PreussenElektra GmbH.

Entsprechend § 7 Abs. 1a Nr. 5 AtG /1/ erlischt die Berechtigung zum Leistungsbetrieb zur kommerziellen Stromerzeugung für das Kernkraftwerk Grohnde (KWG) mit Ablauf des 31.12.2021. Danach soll das KWG unverzüglich stillgelegt und abgebaut werden. Dazu hat die PreussenElektra GmbH als Genehmigungsinhaberin und Betreiberin der Anlage, im Folgenden kurz als PEL bezeichnet, am 26. Oktober 2017 den Antrag nach § 7 Abs. 3 AtG /1/ zur Stilllegung und zum Abbau der Anlage beim Niedersächsischen Ministerium für Umwelt, Energie und Klimaschutz gestellt /3/. Die PreussenElektra GmbH hat den Antrag /3/ mit Schreiben vom 7. Februar 2020 um den Umgang mit radioaktiven Stoffen aus der Rückführung aus der noch zu errichtenden Transportbereitstellungshalle TBH-KWG ergänzt /4/. Dem Antrag sind die Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH & Co. oHG und die Gemeinschaftskraftwerk Weser GmbH & Co. oHG als weitere Genehmigungsinhaberinnen jeweils beigetreten.

Es wird davon ausgegangen, dass zu Beginn der Abbauarbeiten noch nicht alle Brennelemente (BE) und Sonderbrennstäbe (SBS) aus der Anlage entfernt sind. Die Abbauarbeiten werden unter Einhaltung der Rückwirkungsfreiheit auf die für die Lagerung und Handhabung der Brennelemente einzuhaltenden Schutzziele durchgeführt. Diese sind „Kontrolle der Reaktivität“, „Kühlung der Brennelemente“ und das generell zu gewährleistende Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“. Neben der Einhaltung der Schutzziele wird auch die Einhaltung des grundlegenden radiologischen

Sicherheitsziels „Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung“ gewährleistet. Das Schutzziel „Vermeidung unnötiger Strahlenexposition, Begrenzung und Kontrolle der Strahlenexposition des Betriebspersonals und der Bevölkerung“ gemäß „ESK-Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen“ /5/ wird dadurch ebenfalls sichergestellt.

Der Abbau soll in zwei Phasen erfolgen, deren atomrechtliche Genehmigungen jeweils gesondert nach § 7 Abs. 3 AtG /1/ beantragt werden und die sich zeitlich überlagern (Abbildung 1-1).

Alle Abbaumaßnahmen werden vor dem Hintergrund der Minimierung der Strahlenexposition und den Vorgaben des Strahlenschutzes geplant und festgelegt.

Im vorliegenden Sicherheitsbericht sind Angaben zu den insgesamt geplanten Maßnahmen zur Stilllegung und zum Abbau der Anlage oder von Anlagenteilen enthalten, die zeigen, dass die beantragten Maßnahmen weitere Maßnahmen nicht erschweren oder verhindern und dass eine sinnvolle Reihenfolge der Abbaumaßnahmen vorgesehen ist. Zudem werden die Auswirkungen der Maßnahmen auf in § 1a AtVfV /6/ genannte Schutzgüter erläutert.

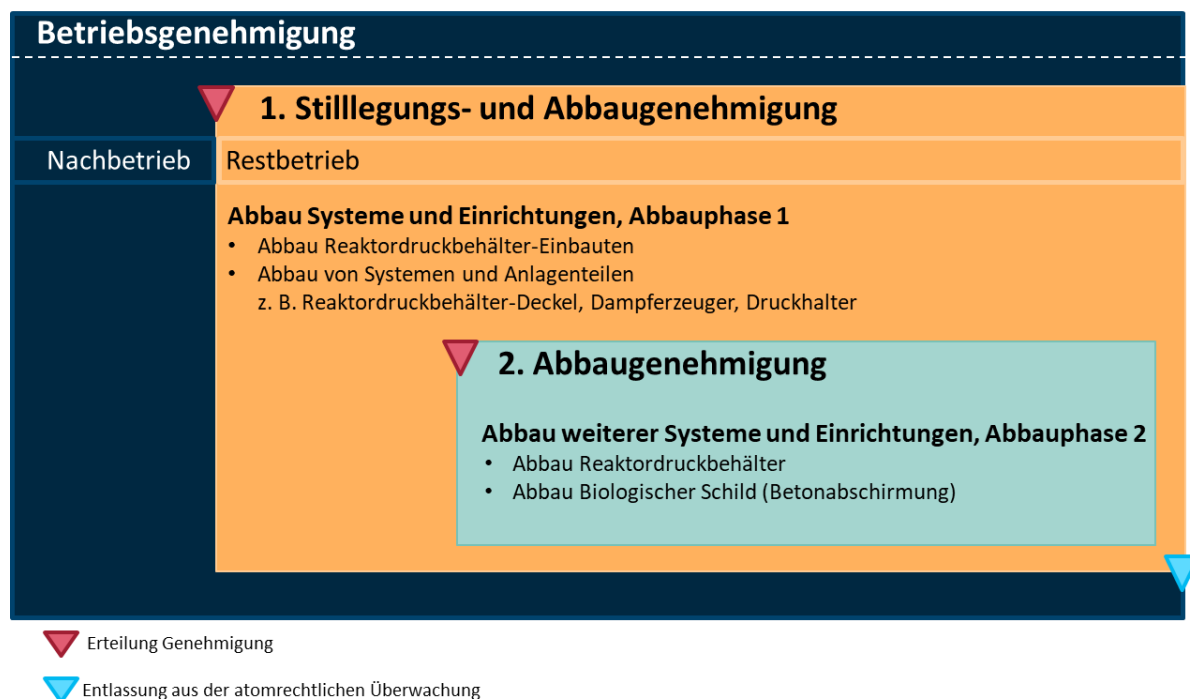


Abbildung 1-1: Vorgesehener genehmigungstechnischer Ablauf der Stilllegung KWG

Aspekte der Anlagensicherung unterliegen der Geheimhaltung und werden daher im vorliegenden Sicherheitsbericht nicht betrachtet.

1.1 Nachbetrieb

Mit Erlöschen der Berechtigung zum Leistungsbetrieb zur kommerziellen Stromerzeugung für das KWG beginnt der Nachbetrieb.

Der Nachbetrieb erfolgt unter der weiterhin geltenden Betriebsgenehmigung gemäß § 7 Abs. 1 AtG /1/. Im Rahmen der Betriebsgenehmigung werden die Tätigkeiten unter Fortgelten der bewährten administrativen Regelungen und unter Fortführung der atomrechtlichen Überwachung durchgeführt. Der Nachbetrieb ist nicht Gegenstand des Antrags auf Stilllegung und Abbau gemäß § 7 Abs. 3 AtG /1/. Er wird hier im Kontext des beantragten Stilllegungs- und Abbauvorhabens kurz erläutert.

Durch die Beantragung einer Stilllegungs- und Abbaugenehmigung gemäß § 7 Abs.3 AtG /1/ hat die Betreiberin der Anlage mit den Vorbereitungen zu Stilllegung und Abbau des KWG begonnen. Der Nachbetrieb einer nach § 7 Abs. 1 AtG /1/ genehmigten Anlage beginnt nach deren endgültiger Abschaltung mit dem Ziel der Vorbereitung der Stilllegung und des Abbaus.

Der Nachbetrieb umfasst alle im Rahmen der weiterhin geltenden Betriebsgenehmigung gestatteten Maßnahmen zur Vorbereitung auf die Stilllegung und den Abbau der Anlage. Er endet mit der Inanspruchnahme einer Stilllegungs- und Abbaugenehmigung (1. SAG).

Die Schutzziele für den Nachbetrieb sind:

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente
- Einschluss der radioaktiven Stoffe

Neben der Einhaltung der Schutzziele wird auch die Einhaltung des grundlegenden radiologischen Sicherheitsziels „Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung“ gewährleistet. Dieses Ziel gilt unabhängig für alle Aktivitäten von der Planung über die Errichtung und den Betrieb sowie bis zum Abbau eines Kernkraftwerks.

Alle Betriebsvorschriften des KWG werden den Erfordernissen entsprechend im aufsichtlichen Verfahren angepasst.

Während des Nachbetriebs soll der Abtransport der im Brennelementlagerbecken (BE-Lagerbecken) gelagerten bestrahlten Brennelemente weitergeführt werden.

Weiterhin werden vorbereitende Maßnahmen für die Stilllegung und den Abbau der Anlage, die nicht den Anforderungen einer zu erteilenden Genehmigung unterliegen, durchgeführt, wie

- die Weiterführung betrieblicher Entsorgungsprozesse
- die Entsorgung von Betriebsstoffen (z. B. Turbinenöl, Filtermaterialien)
- die Außerbetriebnahme, Entleerung und Trocknung von Systemen sowie das Entfernen der thermischen Isolierung
- die Entsorgung mobiler Einrichtungen
- die System- und Bauteildekontamination
- die Durchführung von Probenahmen zur Ermittlung der Aktivitätsverteilung
- der Abbau von Anlagenteilen, die keiner atomrechtlichen Genehmigung unterliegen
- das Einrichten von Arbeitsplätzen für den Abbau in der Anlage.

1.2 Restbetrieb

Der Restbetrieb umfasst sowohl die Fortführung des sicheren Anlagenbetriebs mit den noch auf der Anlage befindlichen bestrahlten Brennelementen (BE) und Sonderbrennstäben (SBS) als auch den Betrieb aller für die Stilllegung notwendigen Sicherheits-, Versorgungs- und Hilfssystemen sowie den Betrieb der notwendigen Einrichtungen für den Abbau von Komponenten, Systemen und Gebäuden. Der Restbetrieb des KWG beginnt mit der Inanspruchnahme der 1. Stilllegungs- und Abbaugenehmigung (siehe Abbildung 1-1). Gleichzeitig kann mit den Abbauarbeiten der Abbauphase 1 begonnen werden.

Die Bedingungen für den Restbetrieb und die Abbaumaßnahmen sind durch den Anlagenstatus des KWG zum Zeitpunkt der Inanspruchnahme der 1. SAG geprägt:

- Zu Beginn der Abbauphase 1 befindet sich noch Kernbrennstoff (bestrahlte Brennelemente (BE) und Sonderbrennstäbe (SBS)) im Brennelement-Lagerbecken (BE-Lagerbecken) der Anlage.

- Die abnehmende Anzahl an Brennelementen im BE-Lagerbecken führt - zusätzlich zum Abklingen - zu einer Reduzierung der verbleibenden Nachzerfallsleistung. Nach Abtransport aller Brennelemente ist ein aktives Kühlsystem für das BE-Lagerbecken nicht mehr notwendig. Allerdings ist weiterhin eine ausreichende Abschirmung der noch verbliebenen Sonderbrennstäbe im BE-Lagerbecken notwendig.
- Die Abbauphase 1 wird in drei Zeitabschnitte unterteilt:
 - Abschnitt 1A:** Im BE-Lagerbecken befinden sich sowohl bestrahlte Brennelemente (BE) als auch Sonderbrennstäbe (SBS).
 - Abschnitt 1B:** Es sind nur noch Sonderbrennstäbe im BE-Lagerbecken vorhanden. Sie erfordern auch nach Abtransport der BE eine angemessene Wasserüberdeckung zur Abschirmung der ionisierenden Strahlung.
 - Abschnitt 1C:** Die Anlage ist frei von BE und SBS.
- In der Abbauphase 2 befinden sich in der Anlage keine BE und SBS mehr und die 2. Abbaugenehmigung liegt vor.

Die Schutzziele während des Restbetriebs sind entsprechend dem Anlagenzustand zu Beginn der Abbauphase 1

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente und
- Einschluss der radioaktiven Stoffe.

Neben der Einhaltung der Schutzziele wird auch die Einhaltung des grundlegenden radiologischen Sicherheitsziels „Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung“ (Begrenzung der Strahlenexposition) gewährleistet. Das Schutzziel „Vermeidung unnötiger Strahlenexposition, Begrenzung und Kontrolle der Strahlenexposition des Betriebspersonals und der Bevölkerung“ gemäß der „ESK-Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen“ /5/ wird dadurch ebenfalls sichergestellt.

Nach dem Abtransport der letzten bestrahlten Brennelemente und Sonderbrennstäbe zur Zwischenlagerung reduzieren sich die Schutzziele zu Beginn des Abschnitts 1C auf den „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ sowie das o. g. Schutzziel „Vermeidung unnötiger Strahlenexposition, Begrenzung und Kontrolle der Strahlenexposition des Betriebspersonals und der Bevölkerung“ gemäß der „ESK-Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen“ /5/. Das dann noch vorhandene, deutlich reduzierte Aktivitätsinventar ist überwiegend in den aktivierten Anlagenstrukturen (Reaktordruckbehälter, Reaktordruckbehältereinbauten und Biologischer Schild) fest eingebunden und ist auch bei der verpackungsgerechten Zerlegung der entsprechenden Bauteile mit den vorgesehenen Verfahren nur in geringem Umfang mobilisierbar.

Die erforderlichen Vorsorgemaßnahmen zum Einschluss der radioaktiven Stoffe während dieser Arbeiten werden getroffen.

Während des Restbetriebs werden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

- Weiterbetrieb benötigter Systeme (z. B. Betrieb der Abwasseraufbereitung)
- Anpassen von Systemen und deren Betriebsweise
- Durchführung der Stillsetzung von Systemen und Anlagenteilen
- Durchführung von Demontagen
- Errichten und Betrieb neuer Systeme zur Unterstützung des Abbaus (z. B. Konditionierungsanlagen, Dekontaminationseinrichtungen)
- Schaffen einer geeigneten Infrastruktur
- Nutzungsänderungen von Raumbereichen
- Einrichten und Betrieb von Reststoffbearbeitungseinrichtungen (z. B. Zerlegeplätze, Dekontaminationsplätze)
- Erfassung, Sammlung und Behandlung/Konditionierung der anfallenden Reststoffe und Abfälle
- Freigabe gemäß §§ 31 – 42 StrlSchV /7/
- Herausbringen von beweglichen Gegenständen aus dem Kontrollbereich zur Wiederverwendung oder Reparatur gemäß § 58 StrlSchV /7/
- Herausgabe von Stoffen aus dem Überwachungsbereich

- Abgabe von radioaktiven Stoffen an andere Genehmigungsinhaber gemäß § 94 StrlSchV /7/
- Entlassung von Gebäuden, Anlagenteilen und Geländeflächen aus der atomrechtlichen Überwachung.

Die Systeme und Anlagenteile zum Einschluss der radioaktiven Stoffe während des Leistungsbetriebs stehen auch während des Abbaus weiterhin unter Beachtung der dann anstehenden reduzierten Anforderungen zur Verfügung. Ggf. werden sie durch an den Abbau angepasste festinstallierte oder mobile Systeme ersetzt. Diese sind im Wesentlichen die Lüftungsanlagen, das Abwassersammelsystem, die Abwasseraufbereitung und die baulichen Barrieren. Mit diesen Systemen und Anlagenteilen wird sichergestellt, dass die beantragten Genehmigungswerte für die Ableitung radioaktiver Stoffe eingehalten werden, Ableitungen nur auf den dafür vorgesehenen Pfaden stattfinden und keine unzulässigen Freisetzungen erfolgen.

1.3 Abbau von Anlagenteilen in der Abbauphase 1

Der beantragte nukleare Abbau findet weitgehend innerhalb der bestandskräftig genehmigten und betriebenen Kontrollbereichsgebäude statt. Die während des nuklearen Abbaus anfallenden Massen stellen nur einen kleinen Massenanteil an der Gesamtanlage KWG dar. Der überwiegende Teil der abzubauenden Massen des KWG fällt im Rahmen des konventionellen Gebäudeabrisses an, der nicht zum hier beantragten Genehmigungsumfang gehört.

Solange der Abtransport der bestrahlten Brennelemente und Sonderbrennstäbe nicht abgeschlossen ist, erfolgt der Abbau von Anlagenteilen rückwirkungsfrei auf die eingelagerten Brennelemente und Sonderbrennstäbe, so dass die Einhaltung aller Schutzziele gewährleistet ist.

Die Abbauphase 1 umfasst im Wesentlichen:

- den Abbau, die Zerlegung und die Verpackung der Reaktordruckbehältereinbauten
- die Zerlegung und die Verpackung des Reaktordruckbehälterdeckels
- den Abbau und die Verpackung der Dampferzeuger, des Druckhalters mit Abblasebehälter, der Hauptkühlmittelleitungen, der Hauptkühlmittelpumpen, des Rekuperativ-Wärmetauschers und der HD-Kühler
- die Zerlegung und Verpackung von Rohrleitungen und Komponenten, wie z. B. Speisewasserleitungen, Frischdampfleitungen, Kühlwasserleitungen und Druckspeicher

- den Abbau von weiteren radioaktiv kontaminierten/aktivierten Anlagenteilen im Kontrollbereich
- den Abbau von Anlagenteilen außerhalb des Kontrollbereichs, die der atomrechtlichen Überwachung unterliegen
- den Abbau von kontaminierten/aktivierten Betonstrukturen und deren Entsorgung sowie ggf. den Einbau statischer Ersatzmaßnahmen
- die Dekontamination von kontaminierten Betonstrukturen.

1.4 Abbau von Anlagenteilen in der Abbauphase 2

Die Abbauphase 2 umfasst:

- den Abbau des Reaktordruckbehälters (RDB) und
- den Abbau des Biologischen Schildes.

Die Abbauphase 2 beginnt erst, wenn alle Brennelemente und die Sonderbrennstäbe aus der Anlage entfernt sind und die 2. Abbaugenehmigung vorliegt.

Parallel zur Abbauphase 2 werden die Arbeiten fortgeführt, die bereits in der 1. SAG genehmigt wurden.

Während der Abbauphase 2 werden weiterhin die erforderlichen Maßnahmen in Vorbereitung des Nachweises zur Freigabefähigkeit der Gebäude und des Geländes durchgeführt.

1.5 Maßnahmen nach Entlassung aus der atomrechtlichen Überwachung

Nach der Entlassung des KWG aus der atomrechtlichen Überwachung sind noch Gebäude und andere bauliche Strukturen verblieben. Diese können im Rahmen der Regelungen des Baurechts abgebrochen und das Kraftwerksgelände einer weiteren Bestimmung übergeben werden. Gleichfalls ist es möglich, die verbliebenen Gebäude und Strukturen einer neuen Nutzung zuzuführen.

Maßnahmen nach Entlassung aus der atomrechtlichen Überwachung sind nicht mehr Gegenstand von Genehmigungen nach § 7 Abs. 3 AtG /1/.

1.6 Einrichtung und Betrieb eines Reststoffbehandlungszentrums (RBZ)

Für die während der Stilllegung und des Abbaus des KWG anfallenden Reststoffe und Abfälle wird ein Reststoffbehandlungszentrum (RBZ) eingerichtet. Das RBZ verteilt sich im Wesentlichen auf Raumbereiche im Reaktorgebäude-Ringraum, im Reaktorhilfsanlagegebäude und im Abfallkonditionierungsgebäude.

1.7 Vorhandene und geplante Anlagen am Standort KWG

Neben der nach § 7 Abs. 1 AtG /1/ genehmigten Anlage sind am Standort KWG noch weitere kerntechnische Anlagen mit separaten Genehmigungen nach AtG /1/ bzw. StrlSchG /2/ vorhanden bzw. in Planung. Diese im Folgenden beschriebenen Anlagen sind nicht Gegenstand von Genehmigungen nach § 7 Abs. 3 AtG /1/.

1.7.1 Standortzwischenlager (BZD)

Auf dem Kraftwerksgelände des KWG nordöstlich des Reaktorgebäudes befindet sich das nach § 6 AtG /1/ genehmigte Standortzwischenlager Grohnde für abgebrannte Brennelemente (BZD). In diesem Gebäude werden alle abgebrannten Brennelemente (BE) und Sonderbrennstäbe (SBS) des Kraftwerks in Transport- und Lagerbehältern bis zur Empfangsbereitschaft eines Endlagers des Bundes für hochradioaktive Abfälle zwischengelagert.

Mit Wirkung zum 01.01.2019 ist das Standortzwischenlager in das Eigentum und den Verantwortungsbereich der BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH übergegangen.

1.7.2 Transportbereitstellungshalle (TBH-KWG)

Südwestlich vom Kraftwerksgelände des KWG plant PEL die Errichtung einer Transportbereitstellungshalle (TBH-KWG) für radioaktive Abfälle und radioaktive Reststoffe. Die TBH-KWG ist nach §7 StrlSchV (in der bis 31.12.2018 geltenden Fassung, heute: § 12 StrlSchG /2/) zum Umgang mit radioaktiven Stoffen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung beantragt. Die einzulagernden radioaktiven Stoffe befinden sich in verschlossenen Verpackungen.

1.8 Strahlenexposition in der Umgebung

Für die Stilllegung und den Abbau des KWG wurde die maximale Strahlenexposition an den ungünstigsten Einwirkstellen in der Umgebung ermittelt. Diese berücksichtigt Einzelbeiträge aus

- beantragten Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft,
- genehmigten Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser und
- Direktstrahlung aus dem genehmigten bzw. beantragten Umgang mit radioaktiven Stoffen.

Des Weiteren wird die radiologische Vorbelastung des Standortes (Leistungsbetrieb des KWG, Direktstrahlung und Ableitungen aus Anlagen oder Einrichtungen, die einer Genehmigung nach §§ 6, 7, 9 oder 9b AtG /1/ oder eines Planfeststellungsbeschlusses nach § 9b AtG /1/ bedürfen bzw. aus Anlagen oder Einrichtungen nach § 102 Absatz 2 StrlSchV /7/, die keiner Genehmigung nach §§ 6, 7, 9 oder 9b AtG /1/ und keines Planfeststellungsbeschlusses nach § 9b AtG /1/ bedürfen und deren Betreiber zur Einhaltung der in Anlage 11 Teil D StrlSchV /7/ genannten zulässigen Aktivitätskonzentrationen verpflichtet sind, in der Umgebung von KWG) betrachtet.

Die Berechnung der potenziellen Strahlenexposition durch Ableitungen wurde gemäß der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift (AVV) zu § 47 der Strahlenschutzverordnung (in der bis zum 31.12.2018 geltenden Fassung) /8/ durchgeführt, wie es nach der Übergangsvorschrift § 193 StrlSchV /7/ vorgesehen ist. Nach dieser Übergangsvorschrift sind § 99 Abs. 1 sowie § 100 Abs. 1 und 4 StrlSchV /7/ nicht auf das vorliegende Genehmigungsverfahren anzuwenden. Es gelten vielmehr für Ableitungen mit der Fortluft und dem Abwasser die Grenzwerte des § 47 der bis zum 31.12.2018 geltenden Fassung der Strahlenschutzverordnung fort. Allerdings betragen die Grenzwerte für die effektive Dosis aus Ableitungen sowohl nach § 47 StrlSchV (in der bis zum 31.12.2018 geltenden Fassung) als auch nach § 99 Abs. 1 StrlSchV /7/ jeweils 0,3 mSv im Kalenderjahr.

Strahlenexposition durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft

Aufgaben der Lüftungsanlage des KWG sind im Wesentlichen, den Kontrollbereich mit Frischluft zu versorgen, den Kontrollbereich gegenüber der Umgebung unter Unterdruck zu halten und die Fortluft über den Fortluftkamin kontrolliert an die Umgebung abzuleiten.

Insgesamt wurde für den Fortluftpfad nachgewiesen, dass im Rahmen von Stilllegung und Abbau des KWG für die effektive Dosis und für alle Altersgruppen der Grenzwert von 0,3 mSv im Kalenderjahr deutlich unterschritten wird.

Unter Ausschöpfung der beantragten Werte für Ableitungen mit der Fortluft wurde für KWG eine effektive Dosis von 0,04 mSv im Kalenderjahr für die am höchsten belastete Altersgruppe der 12- bis 17-Jährigen (Grenzwert: 0,3 mSv im Kalenderjahr) berechnet.

Für den Umgang mit radioaktiven Stoffen in der geplanten TBH-KWG kann gemäß § 102 StrlSchV /7/ davon ausgegangen werden, dass die durch Ableitungen im bestimmungsgemäßen Betrieb hervorgerufene effektive Dosis im Bereich von 10 µSv (= 0,01 mSv) im Kalenderjahr liegt.

Unter Einbeziehung der Vorbelastung durch die TBH-KWG ergibt sich rechnerisch eine effektive Dosis von 0,05 mSv im Kalenderjahr für die am höchsten belastete Altersgruppe der 12- bis 17-Jährigen (Grenzwert: 0,3 mSv im Kalenderjahr).

Radiologische Vorbelastungen durch die kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen an den Standorten Würgassen und Unterweser liegen aufgrund der großen Abstände zum Standort KWG nicht vor. Die Vorbelastungen aus früheren Tätigkeiten am Standort (Leistungsbetrieb des KWG) durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft tragen nicht signifikant zur Strahlenexposition in der Umgebung bei. Dies wird durch die Ergebnisse der langjährigen Umgebungsüberwachung bestätigt. Das vorhandene Standortzwischenlager für abgebrannte Brennelemente BZD wird nicht betrachtet, da von diesem keine Emissionen über den Luftpfad ausgehen.

Strahlenexposition durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser

Die Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser erfolgt zu Beginn der Stilllegung noch über das Kühlwasserrückgabebauwerk. Es ist geplant, abbaubegleitend, spätestens nach Entfernen der BE und SBS aus der Anlage, eine neue Abgabelitung zu verlegen. Diese Abgabelitung wird bis zur Flussmitte der Weser verlegt. Am Ende der Leitung befinden sich Austrittsdüsen für eine möglichst schnelle Vermischung mit dem Weserwasser.

Insgesamt wurde für den Abwasserpfad nachgewiesen, dass im Rahmen von Stilllegung und Abbau des KWG für beide Varianten (Abwasserabgabe über das Kühlwasserrückgabebauwerk oder über eine neue Abgabelitung) für die effektive Dosis und für alle Altersgruppen der Grenzwert von 0,3 mSv im Kalenderjahr deutlich unterschritten wird.

Für den Nahbereich des Standorts KWG ergibt sich abdeckend für beide Varianten (über das Kühlwasserrückgabebauwerk bzw. über eine neue Abgabelitung) rechnerisch infolge genehmigter radioaktiver Ableitungen ohne Einbeziehung der Vorbelastungen eine effektive Dosis von ca. 0,10 mSv

im Kalenderjahr für die am höchsten belasteten Altersgruppen der Säuglinge (< 1 Jahr) mit Muttermilchernahrung und der Erwachsenen (> 17 Jahre) (Grenzwert: 0,3 mSv im Kalenderjahr). Im Fernbereich des Standortes KWG ergibt sich rechnerisch eine effektive Jahresdosis von ca. 0,04 mSv für die am höchsten belastete Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr) mit Muttermilchernahrung (Grenzwert: 0,3 mSv im Kalenderjahr).

Unter Einbeziehung der Vorbelastung der Weser durch andere Einleiter ergibt sich rechnerisch eine effektive Dosis von ca. 0,10 mSv im Kalenderjahr im Nahbereich (höchste belastete Altersgruppen: Säuglinge mit Muttermilchernahrung und Erwachsene) und ca. 0,13 mSv im Fernbereich (höchste belastete Altersgruppe: Säuglinge mit Muttermilchernahrung) (Grenzwert: 0,3 mSv im Kalenderjahr).

Die Vorbelastungen aus früheren Tätigkeiten am Standort (Leistungsbetrieb KWG) durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser tragen nicht signifikant zur Strahlenexposition in der Umgebung bei. Dies wird durch die Ergebnisse der langjährigen Umgebungsüberwachung bestätigt. Für das Standortzwischenlager BZD ist im bestimmungsgemäßen Betrieb keine Ableitung mit dem Abwasser vorgesehen, so dass für den Wasserpfad keine Strahlenexposition resultiert. Gleiches gilt für die Transportbereitstellungshalle (TBH-KWG), deren Errichtung am Standort geplant ist.

Strahlenexposition durch Direktstrahlung

Die von Systemen, Anlagenteilen, Reststoffen oder radioaktiven Abfällen innerhalb der Gebäude des KWG ausgehende Direktstrahlung wird durch die Gebäudestrukturen wirkungsvoll abgeschirmt.

Im Laufe der Stilllegung und des Abbaus können radioaktive Reststoffe oder radioaktive Abfälle auf entsprechend ausgewiesenen Flächen im Überwachungsbereich innerhalb und außerhalb von Gebäuden, wie z. B. zum An- und Abtransport, abgestellt werden. Von diesen Stoffen ausgehende Direktstrahlung wird durch Strahlenschutzmaßnahmen so begrenzt, dass unter Einbeziehung der oben geschilderten Beiträge aus Ableitungen sowie aus Vorbelastungen der Dosisgrenzwert von 1 mSv pro Kalenderjahr des § 80 StrlSchG /2/ sicher eingehalten bzw. deutlich unterschritten wird. Die Überwachung der Einhaltung erfolgt über das in Kapitel 7.5.4 beschriebene Programm zur Umgebungsüberwachung.

Die Betrachtungen zur Direktstrahlung gelten für alle in diesem Sicherheitsbericht dargestellten Abbauvarianten während Stilllegung und Abbau des KWG.

1.9 Ereignisanalyse

Der Nachweis, dass die Stilllegung und der Abbau des KWG bei Ereignissen ohne unzulässige Auswirkungen auf die Umgebung in Form von erhöhten Strahlenexpositionen durchgeführt werden können, wurde unter anderem mit einer Ereignisanalyse (siehe Kapitel 9) erbracht. Da sich zu Beginn des Restbetriebes noch bestrahlte Brennelemente auf der Anlage befinden werden, wurden auch Ereignisse aufgrund der Lagerung und Handhabung bestrahlter Brennelemente im BE-Lagerbecken betrachtet.

Das bezüglich radiologischer Auswirkungen abdeckende Ereignis für Stilllegung und Abbau des KWG ist der Absturz eines mit radioaktiven Stoffen befüllten 20'-Containers auf einer Pufferlagerfläche im Überwachungsbereich. Unter sehr konservativen Annahmen (Fallhöhe bis zu 25 m, 20'-Container mit sehr hohem Aktivitätsinventar von $3 \text{ E}+11 \text{ Bq}$ befüllt) ergäbe sich eine maximale potenzielle effektive Dosis von 8,1 mSv für die am höchsten belastete Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr), was einer Ausschöpfung von ca. 16 % des Grenzwerts von 50 mSv (Störfallplanungswert gemäß § 104 StrlSchV /7/ in Verbindung mit § 194 StrlSchV /7/) entspricht.

Bei den betrachteten Flugzeugabsturz-Szenarien auf Pufferlagerflächen (siehe Kapitel 9.4.2) wird das jeweils maßgebliche radiologische Kriterium ebenfalls unterschritten.

2. STANDORT

2.1 Geografische Lage

Das Kernkraftwerk Grohnde (KWG) befindet sich am nördlichen Mittelgebirgsrand im Wesertal, etwa 8 km flussaufwärts von Hameln. Das Betriebsgelände liegt unmittelbar am westlichen (linken) Ufer der Weser bei Stromkilometer 124,5 auf der Gemarkung des Ortsteils Grohnde der Gemeinde Emmerthal, Kreis Hameln-Pyrmont, Land Niedersachsen.

Das Betriebsgelände liegt auf ca. +72 m NN und fällt geringfügig zur Weser ab. Das Flusstal der Weser ist am Standort des KWG ca. 3 bis 4 km breit und verläuft in nordwestlicher Richtung. Auf der linken Uferseite wird das Tal durch die bis auf 292 m ansteigenden Höhen des Weserberglands begrenzt. Auf der rechten Uferseite befinden sich die Ausläufer des Süntel und der Vorberge des Ith. Beiderseits der Weser ist das Gelände durch kleinere Flussläufe mehrfach zergliedert.

Der Standort des KWG ist auf dem Kartenausschnitt in Abbildung 2-1 gekennzeichnet.

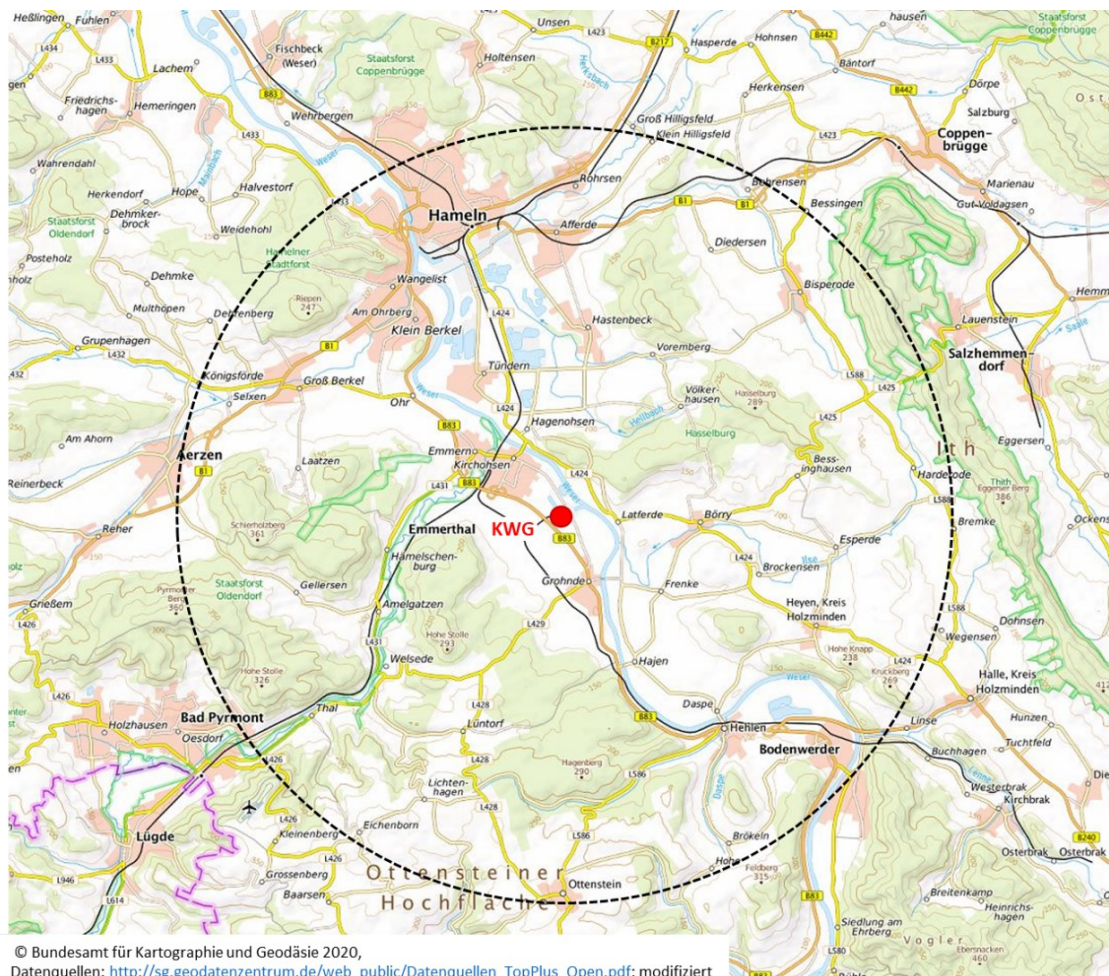


Abbildung 2-1: Lageplan des Standorts Grohnde mit 10 km-Umkreis (ohne Maßstab)

Die dem Betriebsgelände am nächsten liegende Siedlung ist Kirchohsen, dessen südliche Bebauung (Biogasanlage an der Hauptstraße) in ca. 650 m Entfernung vom Sicherungszaun (Demozaun) des KWG beginnt. In Kirchohsen befindet sich die Wohnbebauung in ca. 1 km Entfernung (zum Sicherungszaun). Zwischen dieser Wohnbebauung und dem KWG erstreckt sich auf der gesamten Breite am Südostrand des Ortes ein Gewerbegebiet. Die nächstgelegene Wohnbebauung der Ortschaft Grohnde befindet sich ca. 1 km von der äußeren Begrenzung des KWG entfernt.

Die nächste Ortschaft auf dem rechten Weserufer (Latferde) befindet sich in ca. 800 m Entfernung.

Das umzäunte Betriebsgelände des Standorts KWG hat eine Fläche von ca. 369.613 m². Eigentümer des Grundstücks ist die Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH & Co. oHG (KWG GmbH), deren Gesellschafter zu 5/6 die PreussenElektra GmbH und zu 1/6 die Stadtwerke Bielefeld GmbH sind. Das Kraftwerk einschließlich der zugehörigen Nebenanlagen besteht aus einem Druckwasserreaktor mit einer Generatorenleistung von 1.360 MW_{eI} (netto). Die erzeugte elektrische Energie wurde im Leistungsbetrieb über die Freiluftschaltanlage in das öffentliche Versorgungsnetz eingespeist. Die Lage des Standorts KWG mit der Umgebung ist schematisch in Abbildung 2-2 dargestellt.

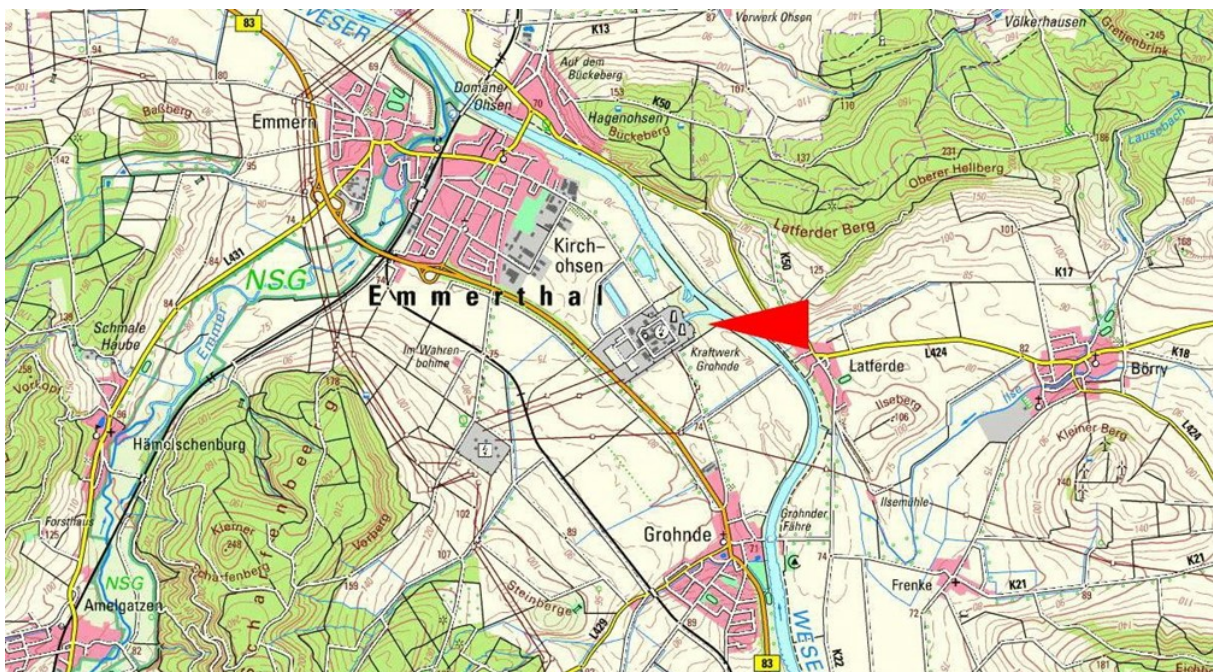


Abbildung 2-2: Übersichtskarte des Kernkraftwerks Grohnde mit Umgebung

Informationen zu den Naturschutzgebieten finden sich im Bericht zur Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP-Bericht, /9/).

2.2 Besiedelung

Im Umkreis von 10 km um den Standort KWG befinden sich ganz oder teilweise die folgenden Gemeinden mit den zugehörigen Ortschaften (zur Vereinfachung wird die Bevölkerungszahl der Gemeinden als Ganzes dargestellt, Stand: 31.12.2019):

Gemeinden im Landkreis Hameln-Pyrmont

- Emmerthal 9.728 Einwohner 115 km²
 - Amelgatzen (Amelgatzen, Hämelschenburg, Welsede)
 - Börry (Börry, Bessinghausen, Brockensen, Esperde, Frenke, Hajen, Latferde)
 - Emmerthal (Emmerthal, Emmern, Hagenohsen, Kirchohosen, Ohr, Voremburg)
 - Grohnde (Grohnde, Lüntorf)

- Hameln 57.434 Einwohner 102 km²
 - Hameln (Stadt)
 - Afferde
 - Hastenbleck
 - Hilligsfeld
 - Klein Berkel
 - Tündern
 - Rohrsen

- Coppenbrügge 7.040 Einwohner 90 km²
 - Diedersen
 - Bisperode
 - Bessingen
 - Behrensen
 - Harderode

- Aenzen 10.524 Einwohner 105 km²
 - Aenzen (Stadt)
 - Gellersen
 - Groß Berkel
 - Königsförde
 - Laätzen
 - Selxen

genutzt werden. Die umliegenden Höhen haben größere Laub- und geringe Mischwaldbestände, die zu etwa einem Drittel forstwirtschaftlich genutzt werden.

Der gesamte Standortbereich liegt innerhalb der Schutzzone V des Heilquellenschutzgebietes für das Staatsbad Pyrmont. Etwa 1 km nordöstlich des Betriebsgeländes befindet sich ein Wasserschutzgebiet, aus dessen Brunnen die Ortsteile Kirchohsen, Emmern und Grohnde mit Trinkwasser versorgt werden. In ca. 700 m Entfernung liegt südwestlich des KWG die Schutzzone II eines Trinkwassergewinnungsgebietes.

Der Weserlauf und weite Teile der umgebenden Landschaft sind als Landschaftsschutzgebiet ausgewiesen. Das nächstgelegene Landschaftsschutzgebiet („Wesertal“) grenzt direkt an den Standort KWG. Entlang der Emmer und des Hohebachs in ca. 2 km Entfernung nordwestlich ist das FFH-Gebiet 3922-301 „Emmer“ bzw. das entsprechende Naturschutzgebiet ausgewiesen.

2.4 Gewerbe- und Industriebetriebe, militärische Anlagen

Im 10 km-Bereich um den Standort befinden sich Gewerbebetriebe wie Gastgewerbe, Dienstleistungsgewerbe, Handwerk und Bau, Einzelhandel, Landwirtschaft, etc. Großgewerbe und Industrie sind dagegen schwerpunktmäßig in speziell ausgewiesenen Gewerbe- und Industriegebieten in nördlicher Richtung in Hameln angesiedelt.

Größere Firmen im 10 km-Umkreis sind beispielsweise:

- Lomapharm GmbH Kirchohsen,
- Naturgas Emmerthal GmbH & Co.KG,
- Enertec Hameln GmbH,
- MEWA Textil-Service AG & Co. Hameln,
- Vorwerk & Co. Teppichwerke GmbH & Co. KG,
- Postbank Hameln (ehemals BHW).

Es ist geplant, auf dem Betriebsgelände ein Ersatz-Energieversorgungszentrum, bestehend aus zwei BHKW-Modulen mit einer Leistung von je kleiner 1 MW_{el}, drei gasbetriebenen Heizkesseln mit jeweils 2 MW thermischer Leistung, Schaltanlagen, zwei Kompressionskältemaschinen mit jeweils kleiner

1 MW Kälteleistung und einer Kompressorstation zur Versorgung mit Druckluft, zu errichten und zu betreiben. Hinzu kommt die Umrüstung der bestehenden Hilfskesselanlage auf den zusätzlichen Energieträger Erdgas bei gleichzeitiger Leistungsreduzierung.

Südwestlich des Betriebsgeländes verläuft in ca. 600 m Entfernung vom Sicherheitszaun (Demozaun) des Standorts KWG eine Erdgasleitung. Von dieser wird zur Versorgung der neu zu errichtenden BHKW-Module sowie der Heiz- und Hilfskessel für das KWG eine in Nord-Ost-Richtung verlaufende Leitung bis zu einer Reduzierstation in der Nähe des Betriebsgeländes verlegt. Diese Leitung wird bis zur Reduzierstation mit einem Betriebsdruck von ca. 16 bar betrieben. Von der Reduzierstation wird eine anschließende Erdgasleitung über das Betriebsgelände zur Versorgung der neu zu errichtenden BHKW-Module sowie der Heiz- und Hilfskessel verlaufen. Die Leitung wird voraussichtlich mit einem Betriebsdruck von ca. 1,7 bar betrieben.

Im 10 km-Umkreis vom Kernkraftwerk Grohnde gibt es weder Mineralölleitungen noch militärische Einrichtungen.

2.5 Verkehrswege

Abbildung 2-3 gibt einen Überblick über die Hauptverkehrswege um das Kernkraftwerk Grohnde.



Abbildung 2-3: Überblick der Hauptverkehrswege in der Nähe des Standorts KWG (ohne Maßstab)

2.5.1 Straßen

Südwestlich am Standort führt unmittelbar die Bundesstraße 83 von Holzminden über Grohnde, Kirchohsen nach Hameln vorbei, die in ihrem Verlauf weitgehend dem Wesertal folgt und u. a. als Ortsumgehung des Ortsteiles Kirchohsen dient.

Der Standort ist nach Kirchohsen hin über die vorhandene Trasse einer ehemaligen Bundesstraße angeschlossen.

Im Abstand von ca. 7 km in nordwestlicher und nördlicher Richtung führt die Bundesstraße 1 von Barntrop über Hameln nach Coppenbrügge. In nördlicher Richtung ist die Bundesstraße 217 die Verbindung zwischen Hameln und der Landeshauptstadt Hannover.

2.5.2 Eisenbahn

Der Gleisanschluss des KWG führt zu der in ca. 1,2 km Entfernung vorbeiführenden Eisenbahnstrecke 9180. Diese eingleisige Linie ist wiederum im Norden am Bahnhof Emmerthal an die Strecke 1760 der Deutschen Bahn Netz AG angebunden.

2.5.3 Wasserstraßen

Die Oberweser durchquert den 10-km-Radius um das Kernkraftwerk Grohnde. Die Oberweser wird von der Frachtschifffahrt, der Fahrgastschifffahrt und dem Sportbootverkehr genutzt.

2.5.4 Flugplätze und Luftstraßen

Im Umkreis von 30 km vom Standort sind der Sportflugplatz in Bisperode ca. 10 km östlich von Hameln sowie ein Sportflugplatz südlich von Bad Pyrmont.

Der Standort liegt weder in einer Kontrollzone noch im Nahverkehrsbereich eines größeren zivilen oder militärischen Flughafens und somit nicht in einem Gebiet hoher Luftverkehrsdichte.

Die Entfernungen zu den nächstgelegenen internationalen Zivilflughäfen in Hannover (in Richtung Nordosten) bzw. in Paderborn-Lippstadt (im Südwesten) betragen ca. 51 km bzw. ca. 72 km. Weitere militärische Flugplätze in einem größeren Radius sind der Fliegerhorst Wunstorf (ca. 46 km), der Heeresflugplatz Bückeburg (ca. 35 km), der Heeresflugplatz Celle (ca. 80 km) und der Fliegerhorst Diepholz (ca. 95 km).

2.6 Meteorologische Verhältnisse

Über die meteorologische Instrumentierung im Kernkraftwerk Grohnde stehen langjährige Wetterdaten in hoher Auflösung zur Verfügung.

Im Folgenden sind die Ergebnisse der statistischen Auswertung der Wetterdaten des Zeitraums 01.01.2007 bis 31.12.2017 zusammenfassend dargestellt.

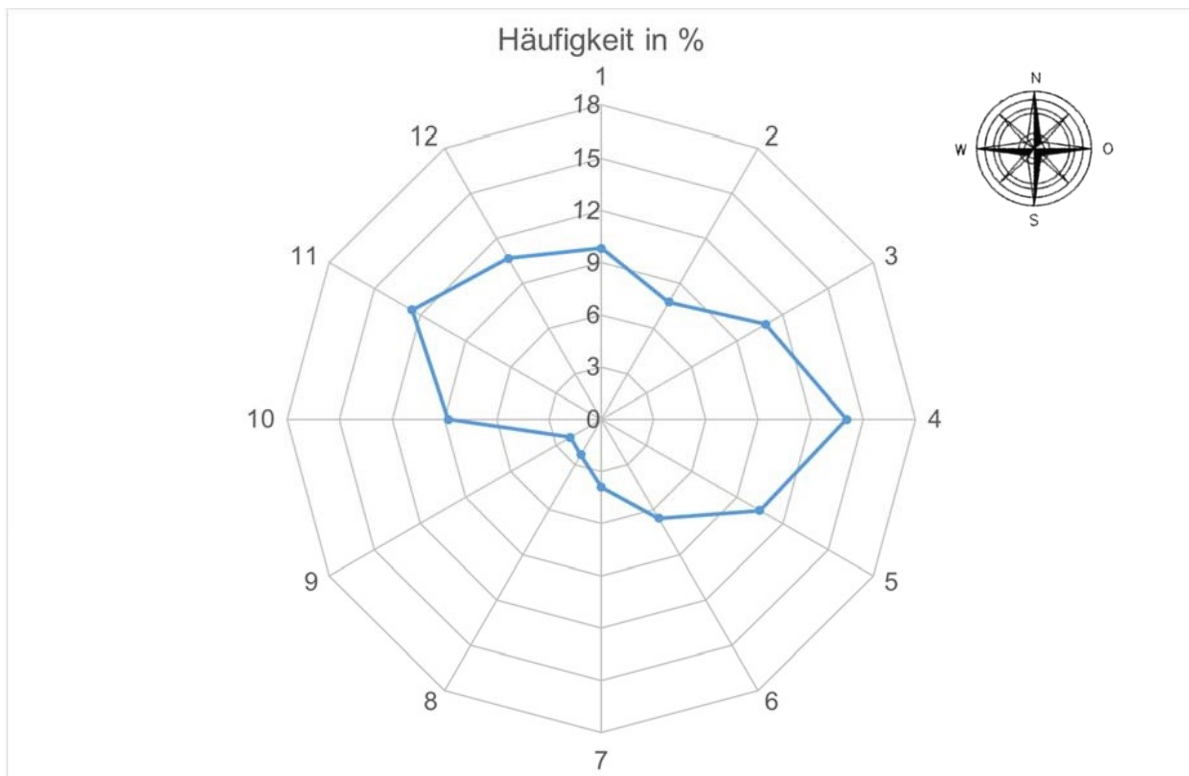


Abbildung 2-4: Häufigkeit für Wind, der in Richtung der Sektoren weht, für das Gesamtjahr (365 Tage)

In Abbildung 2-4 ist die Windrichtungshäufigkeit für das Gesamtjahr, gemessen in 125 m Höhe, dargestellt. Der Wind kommt selten aus Nord und Nordosten, während er relativ gleichmäßig aus allen anderen Richtungen kommt.

Der langjährige Jahresdurchschnitt der Windgeschwindigkeit (in 125 m Höhe) liegt bei etwa 5 m/s (entspricht etwa Beaufort 3).

Das Kernkraftwerk Grohnde besitzt zwei Kühltürme, die aufgrund ihrer Höhe und Breite in unmittelbarer Nähe zum Kamin einen erheblichen Einfluss auf die Ausbreitung der Abluftfahne haben. Der Einfluss der Kühltürme wurde in Windkanaluntersuchungen untersucht. Die durchgeführten Betrachtungen zur Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft sind abdeckend sowohl für den Fall des Erhalts der Kühltürme als auch für den Fall von deren Abriss.

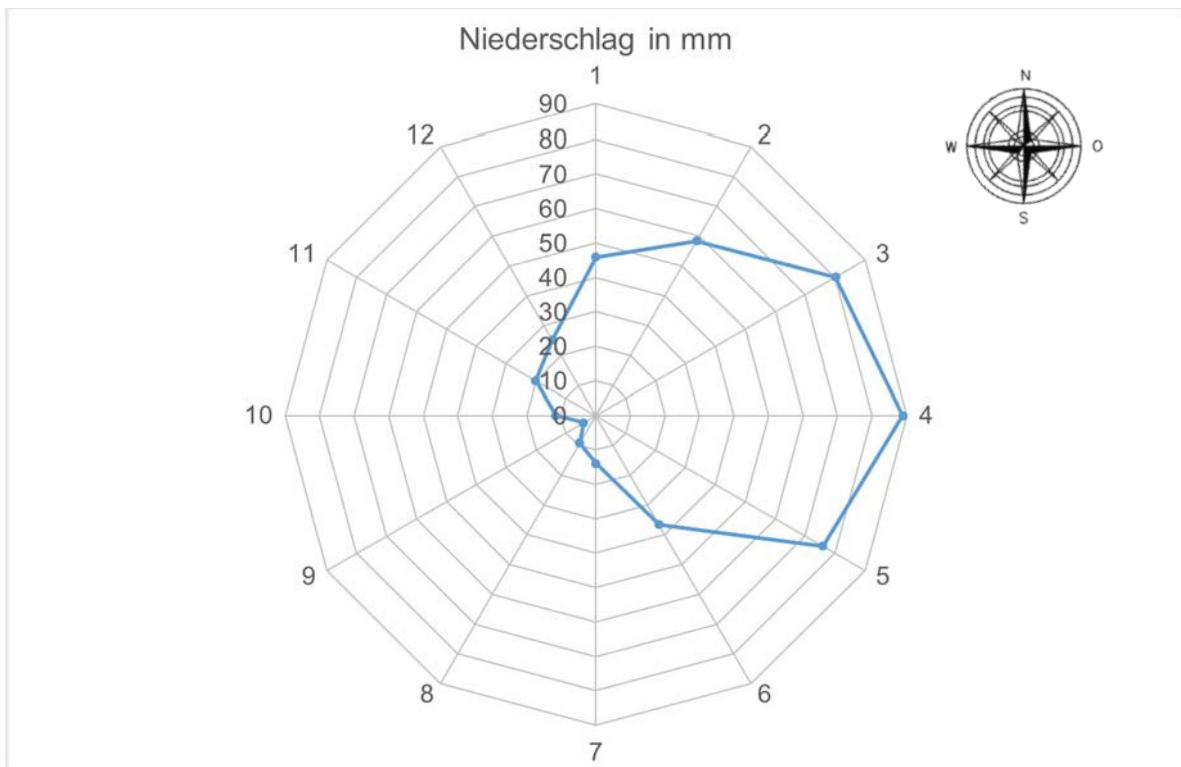


Abbildung 2-5: Niederschlag bei Wind in Richtung der Sektoren für das Gesamtjahr (365 Tage)

Abbildung 2-5 zeigt den Niederschlag, der bei Wind in die Sektoren fällt. Der Niederschlag fällt hier am häufigsten bei Wind, der aus westlichen Richtungen kommt und nach Osten in Sektor 4 weht.

Eine Auswertung umliegender Wetterstationen ergab ein Temperatur-Maximum von 37 °C und ein Temperatur-Minimum von -31 °C im Laufe eines 40-jährigen Zeitraumes am Standort.

Inversionswetterlagen, bei denen warme Luftschichten über kalten Luftschichten zu liegen kommen, sind am Standort äußerst selten. Diese treten dann hauptsächlich in den Herbst- und Wintermonaten auf.

2.7 Geologische Verhältnisse

Der Untergrundaufbau des natürlichen Geländes des Standortes KWG wurde anhand von Aufschlussbohrungen ermittelt. Die oberste Schicht bildet bis zu einer Schichtdicke von ca. 1,2 m sandiger Schluff (Auelehm). Ab einer Schichtdicke von 1 – 2 m, teilweise auch bis zu 3 m ist toniger Schluff mit schwach sandigen Einschlüssen zu finden. Darunter folgen sandig-kiesige Flussablagerungen der Weser-Niederterrasse, die in der jüngeren Quartärzeit sedimentiert wurden und eine Gesamtmächtigkeit von 12 – 13 m erreichen. Sie bestehen im oberen Teil aus schluffigen Fein- und Mittelsanden und im unteren Teil aus Mittel- bis Grobkiesen. Ab ca. 15 m Tiefe beginnt die massive Felsschicht.

2.8 Hydrologische Verhältnisse

2.8.1 Oberflächengewässer

Der Standort liegt an der Oberweser bei Stromkilometer 124,5. Der mittlere Abfluss beträgt im langjährigen Jahresmittel ca. 150 m³/s. Der höchste Abfluss wurde in der Jahresreihe seit 1941 am 11.02.1946 zu 1.860 m³/s gemessen.

2.8.2 Hochwasser

Nach Auskunft der Wasser- und Schifffahrtsdirektion Mitte beträgt der Wasserstand am Standort Grohnde (Stromkilometer 124,5) beim 100-jährlichen Ereignis +71,07 m NN.

Das 1.000-jährliche Ereignis mit einem Abfluss von 2.562 m³/s führt zu einem Wasserstand von +72,38 m NN.

Für das 10.000-jährliche Ereignis mit einem Abfluss von ca. 3.600 m³/s erhält man den Wasserstand zu ca. +73,00 m NN.

Ein wichtiger Gesichtspunkt bei der Auslegung des Kraftwerkes war die Vermeidung der Überflutung von Gebäuden bei Hochwasser der Weser. Deshalb sind die Eingänge von Gebäuden, in die kein Wasser eindringen darf, 60 cm höher angeordnet, als die Höhe, die für das 10.000-jährliche Hochwasser angenommen wird. Alle anderen Gebäude besitzen eine druckwasserdichte Abdichtung bis zur Höhe eines 100-jährlichen Hochwassers.

Alle Gebäude und die erdverlegten Kanäle, die wassergefährdende Flüssigkeiten enthalten, wie zum Beispiel radioaktive Stoffe, besitzen auch eine Abdichtung gegen den Austritt derartiger Stoffe in das Erdreich.

2.8.3 Grundwasser

Der Grundwasserspiegel im Bereich des Standortgeländes schwankt mit dem Weserwasserspiegel und liegt bei mittlerer Wasserführung der Weser etwa 6,0 m unter der Geländeoberkante.

Die Mächtigkeit des Grundwasserleiters wird nach unten durch den in ca. 15 m Tiefe liegenden Fels begrenzt.

Auf dem umzäunten Betriebsgelände befinden sich drei Brunnen, die für das Grundwassermonitoring des Standorts benötigt werden. Diese Brunnen sind sogenannte Pegelbrunnen und dienen nicht der Wasserentnahme.

2.8.4 Trinkwassergewinnung

Die Trinkwasserversorgung wird über die kommunale Wasserversorgung der Gemeinde Emmerthal ermöglicht.

2.9 Seismische Verhältnisse

Der Standort Grohnde liegt in einem Gebiet mit sehr geringer Erdbebengefährdung.

Schadensverursachende Erdbeben sind in historischer Zeit, zumindest in den vergangenen 1.000 Jahren, in der näheren und weiteren Umgebung des Standortes bis zu einer Entfernung von etwa 200 km nur sehr selten vorgekommen und haben zudem nur ein begrenztes Schadensmaß erreicht.

Im Jahre 1997 wurde von KWG eine Neuermittlung der für KWG anzusetzenden seismischen Lastvorgaben beauftragt und 1998 vorgelegt. Damit wurden die für die Überprüfung der Erdbebenauslegung erforderlichen seismologischen und ingenieurseismologischen Basisgrößen wie Standortintensität, Standortbeschleunigung, Starkbebendauer und Beschleunigungs-Antwortspektrum neu ermittelt.

Die Beurteilungsgrundlagen für die Festlegung des Bemessungserdbebens und den damit verbundenen ingenieurseismologischen Basisgrößen Standortintensität, Standortbeschleunigung, Starkerdbebendauer und Beschleunigungs-Antwortspektrum haben sich seitdem nicht geändert. Die bestehenden Lastannahmen für den Standort Grohnde wurden bereits für die Neufassung der KTA 2201.1 /10/ untersucht und als weiterhin gültig bestätigt.

Am Standort KWG beträgt die Standortintensität VI ($6,0 \pm 0,5$) auf der Europäischen Makroseismischen Skala (EMS). Für das Bemessungserdbeben ergibt sich somit:

| | |
|--|----------------------------|
| Bemessungsintensität | $I = VI (6,5) \text{ EMS}$ |
| Maximale Bodenbeschleunigung, horizontal | $a_h = 0,75 \text{ m/s}^2$ |
| Maximale Bodenbeschleunigung, vertikal | $a_v = 0,5 \text{ m/s}^2$ |

2.10 Radiologische Vorbelastung

Für die aus Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Fortluft und Abwasser jeweils bedingten potenziellen Strahlenexpositionen sind in § 193 Abs. 1 StrlSchV /7/ i.V.m. § 47 StrlSchV (in der bis zum 31.12.2018 geltenden Fassung) Grenzwerte definiert. Zusätzlich sind Direktstrahlung und Ableitungen aus dem Betrieb anderer Anlagen oder Einrichtungen im Geltungsbereich des AtG /1/ bzw. des StrlSchG /2/ zum Nachweis der Einhaltung gemäß § 80 Abs. 4 StrlSchG /2/ und § 99 Abs. 2 StrlSchV /7/ zu berücksichtigen. Diese Direktstrahlung und Ableitungen werden auch als radiologische Vorbelastung bezeichnet.

Folgende kerntechnische Anlagen und Einrichtungen sind in den Betrachtungen zu den Vorbelastungen einzubeziehen (mit jeweiliger Entfernung):

Standort Grohnde mit

- Kernkraftwerk Grohnde (KWG)
- Transportbereitstellungshalle für radioaktive Abfälle und radioaktive Reststoffe (TBH-KWG), geplant
- Standortzwischenlager für abgebrannte Brennelemente Grohnde (BZD)

Standort Würzgassen mit

44 km

- Kernkraftwerk Würzgassen (KWW)
- Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle und Reststoffe (UNS)
- Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle und Reststoffe (AZW)

Standort Unterweser mit

171 km

- Kernkraftwerk Unterweser (KKU)
- Lager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle und Reststoffe (AZU 1, ehemals LUW)
- Lager Unterweser für radioaktive Abfälle (AZU 2, ehemals LUnA)
- Standortzwischenlager für abgebrannte Brennelemente Unterweser (BZU)

Eine Vorbelastung kann dabei aus Direktstrahlung, der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft sowie der Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser resultieren.

Zur radiologischen Vorbelastung über die Direktstrahlung tragen für das KWG die geplante TBH-KWG und das Standortzwischenlager Grohnde BZD bei. Für das Standortzwischenlager BZD wurde bereits in dem entsprechenden atomrechtlichen Genehmigungsverfahren nachgewiesen, dass die Strahlenexposition in der Umgebung der Anlage aus Direktstrahlung aufgrund der Abschirmwirkung des Gebäudes praktisch vernachlässigbar ist. Die maximale Dosis aus Direktstrahlung wurde am Sicherungszaun (kürzester Abstand) mit $16 \mu\text{Sv}$ ($< 0,02 \text{ mSv}$) im Kalenderjahr ermittelt.

Für die TBH-KWG ergibt eine Abschätzung einen Dosisbeitrag aus Direktstrahlung von kleiner $50 \mu\text{Sv}$ ($< 0,05 \text{ mSv}$) im Kalenderjahr an der Umschließung des umzäunten Betriebsgeländes (Sicherungszaun) des KWG gegenüber der südlichen Längsseite der Lagerhalle. Der Aufpunkt mit dem höchsten Beitrag zur Strahlenexposition durch Direktstrahlung für das KWG liegt jedoch am nordwestlichen Sicherungszaun. Die Strahlenexposition durch Direktstrahlung resultierend aus der TBH-KWG und dem BZD führt an diesem Aufpunkt zu vernachlässigbaren Dosen.

Die Vorbelastung über den Luftpfad durch kerntechnische Anlagen und Einrichtungen außerhalb des Standorts KWG (umzäuntes Betriebsgelände) liefert aufgrund der Abstände dieser Anlagen und Einrichtungen vom KWG keinen Beitrag zur Strahlenexposition durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft.

Die Vorbelastungen aus früheren Tätigkeiten am Standort (Leistungsbetrieb des KWG) durch die tatsächliche Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft tragen nicht signifikant zur Strahlenexposition in der Umgebung bei. Dies ergibt sich aus den niedrig bilanzierten Ableitungen der für diese Fragestellung relevanten Aerosole und J-131, die seit Beginn des nuklearen Betriebs 1984 dokumentiert wurden und die auch für den Leistungsbetrieb bis Ende 2021 weiter zu erwarten sind. Die diesbezüglichen Genehmigungswerte wurden überwiegend zu weniger als 1 % ausgeschöpft. Auch die Ergebnisse der langjährigen Umgebungsüberwachung liefern keine Hinweise auf signifikante Beiträge zur Strahlenexposition in der Umgebung aus Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft.

Für den Umgang mit radioaktiven Stoffen in der geplanten TBH-KWG kann gemäß § 102 StrlSchV /7/ davon ausgegangen werden, dass die durch Ableitungen im bestimmungsgemäßen Betrieb hervorgerufene effektive Dosis über den Luftpfad im Bereich von 10 μSv (0,01 mSv) im Kalenderjahr liegt. Das vorhandene Standortzwischenlager BZD wird nicht betrachtet, da von diesem keine Emissionen über den Luftpfad erfolgen.

Die Abschätzung der möglichen radiologischen Vorbelastungen durch Ableitungen über den Wasserpfad erfolgt unter Berücksichtigung der genehmigten Ableitungen des Kernkraftwerks Unterweser. Das KKW befindet sich unterhalb der Tide-Grenze, wohingegen das KWG oberhalb der Tide-Grenze gelegen ist. Das hat zur Folge, dass Einleitungen aus KKW keinen Einfluss auf mögliche Strahlenexpositionen im Nahbereich des KWG haben. Somit haben die Vorbelastungen der Weser durch KKW (auch wenn sie im Flussverlauf erst nach Grohnde erfolgen) nur auf die Gesamtdosen im Fernbereich von KWG Einfluss. Durch die Vorbelastung des KKW (Nahbereich) ergibt sich für die verschiedenen Altersgruppen eine dadurch bedingte effektive Dosis im Bereich von 0,06 mSv bis 0,09 mSv im Kalenderjahr. Der maximale Wert für die effektive Dosis ergibt sich bei Säuglingen (< 1 Jahr) mit Muttermilchernahrung (ca. 0,09 mSv im Kalenderjahr). Da die effektive Dosis im Fernbereich von KKW geringer ist, ist sie nicht zu berücksichtigen.

Die Vorbelastungen aus früheren Tätigkeiten am Standort (Leistungsbetrieb KWG) durch die tatsächliche Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser tragen nicht signifikant zur Strahlenexposition in der Umgebung bei. Dies wird durch die Ergebnisse der langjährigen Umgebungsüberwachung bestätigt.

Die Vorbelastungen aus früheren Tätigkeiten des Kernkraftwerks Würgassen durch Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser tragen nicht mehr zur Strahlenexposition in der Umgebung bei. Zum einen hat das KKW keine Gestattung mehr, radioaktive Abwässer abzugeben. Zum anderen wird dies durch die früheren Ergebnisse der langjährigen Umgebungsüberwachung nahegelegt und durch

die heutigen Messungen im Einlauf des KWG bestätigt. Letztgenannte Messungen zeigen keine Ergebnisse, die mit dem früheren Betrieb von KWW in Verbindung gebracht werden könnten.

Das am Standort vorhandene Standortzwischenlager BZD und die neu zu errichtende Transportbereitstellungshalle TBH-KWG werden nicht betrachtet, da von diesen keine Emissionen über den Wasserpfad erfolgen. Gleiches gilt für die Läger für schwach- und mittelradioaktive Abfälle und Reststoffe an den Standorten Würgassen und Unterweser sowie das Standortzwischenlager Unterweser (BZU).

Vorbelastungen durch medizinische Einrichtungen (Krankenhäuser, nuklearmedizinische Praxen etc.) im Gesamteinzugsbereich der Weser in den Bundesländern Niedersachsen, Hessen, Nordrhein-Westfalen, Thüringen, Sachsen-Anhalt, Bremen und Bayern wurden nicht im Einzelnen ermittelt. Ersatzweise werden die langjährigen Messwerte der Jod-131-Konzentrationen der Weser in der Nähe der Standorte der Kernkraftwerke Grohnde und Unterweser durch den Niedersächsischen Landesbetrieb für Wasserwirtschaft, Küsten- und Naturschutz (NLWKN) herangezogen. Diese Messwerte erfassen alle institutionellen Einleiter und außerdem die Patientenausscheidung und sind damit für die medizinischen Einrichtungen abdeckend. Diese Messwerte liegen unterhalb von 4 mBq/l, oftmals auch unterhalb der Nachweisgrenzen. Letzteres gilt insbesondere im Bereich der Unterweser. Abdeckend wurde ein Konzentrationswert für Jod-131 von 5 mBq/l angesetzt, womit sich für die verschiedenen Altersgruppen eine effektive Dosis im Bereich von 0,3 µSv bis 1,5 µSv (= 0,0003 mSv bis 0,0015 mSv) im Kalenderjahr ergibt. Der maximale Wert für die effektive Dosis ergibt sich bei Säuglingen (< 1 Jahr) mit Muttermilchernährung (ca. 0,0015 mSv im Kalenderjahr).

Beiträge, wie z. B. die natürliche Strahlenexposition und die Folgen aus den Kernwaffentests und aus dem Reaktorunfall in Tschernobyl, zählen nicht zur radiologischen Vorbelastung.

Auf die radiologische Vorbelastung des KWG wird bei der Darstellung der Strahlenexposition in Kapitel 7.6 eingegangen. Die Grenzwerte nach § 193 StrlSchV /7/ i.V.m. § 47 StrlSchV (in der bis zum 31.12.2018 geltenden Fassung) bzw. die maximal zulässige Aktivitätskonzentration nach § 102 StrlSchV i.V.m. Anlage 11 Teil D StrlSchV /7/ werden deutlich unterschritten.

2.11 Zusammenfassende Standortbewertung

Die zusammenfassende Standortbewertung ergibt keine Anhaltspunkte für mögliche Einschränkungen bei Stilllegung und Abbau.

3. DAS KERNKRAFTWERK GROHNDE

3.1 Beschreibung der Kraftwerksanlage

Das Kernkraftwerk Grohnde (Abbildung 3-1) befindet sich am nördlichen Mittelgebirgsrand im Wesertal. Das Gelände liegt unmittelbar am westlichen (linken) Ufer der Weser auf ca. +72 m NN und fällt geringfügig zur Weser ab.



Abbildung 3-1: Ansicht des Kernkraftwerks Grohnde, Blick aus westlicher Richtung

Der überwiegende Teil des Betriebsgeländes ist umzäunt (Sicherungszaun). Auf dem umzäunten Betriebsgelände liegt das Kraftwerksgelände, das vom Kraftwerkszaun umgeben ist (siehe Abbildung 3-2).

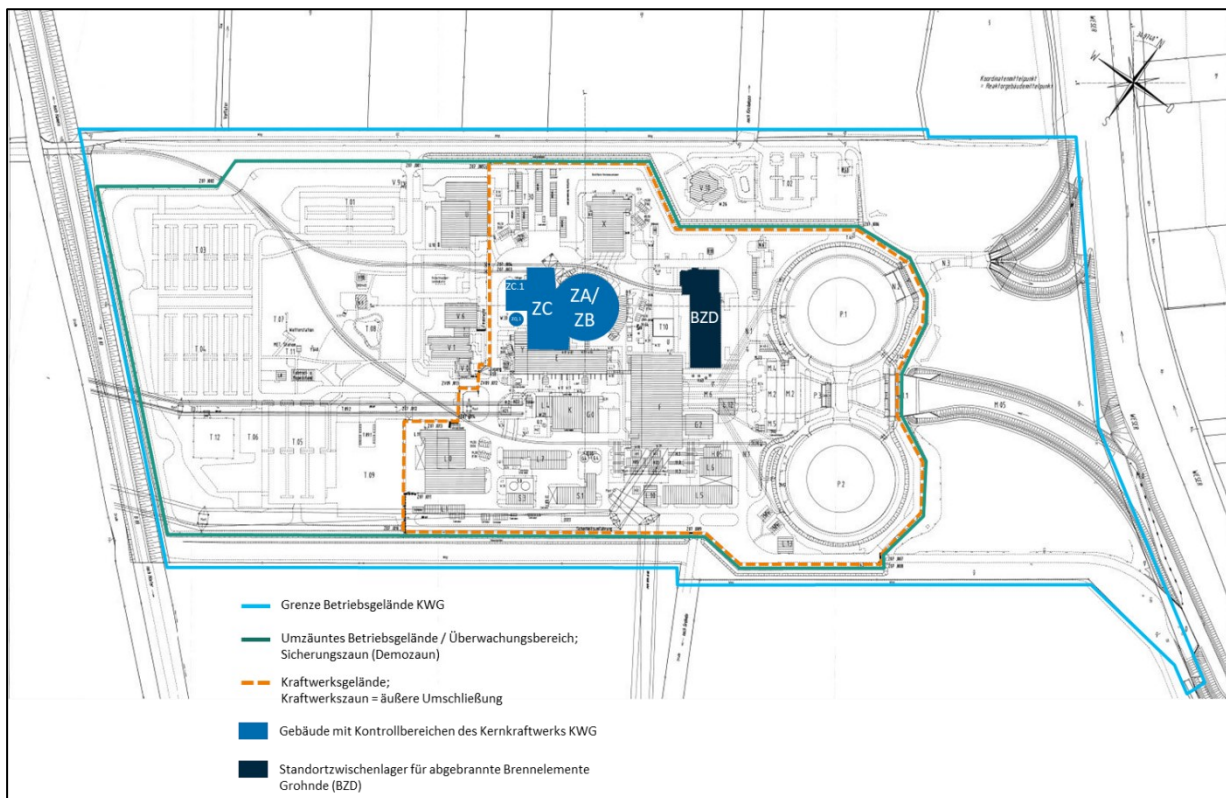


Abbildung 3-2: Übersicht Standort KWG (schematisch, ohne Maßstab)

3.1.1 Funktion

Das Kernkraftwerk Grohnde ist ein Wärmekraftwerk zur Umwandlung von Wärme in elektrische Energie. Die Wärme entsteht durch Kernspaltung im Reaktorkern innerhalb des Reaktordruckbehälters. Die kinetische Energie der Spaltprodukte sowie der Teilchen- und Gammastrahlung aus den Spalt- und Zerfallsprozessen der instabilen Spaltprodukte wird dabei in Wärme innerhalb des Kernbrennstoffs, des Moderators und der Strukturen des Reaktordruckbehälters umgesetzt.

Die Wärme wird bei diesem Druckwasserreaktor durch Umwälzen des Primärkühlmittels in den vier parallel geschalteten Reaktorkühlkreisen mittels der Hauptkühlmittelpumpen zu den Dampferzeugern transportiert. In diesen erfolgt der Wärmeübergang zum Wasser-Dampf-Kreislauf (Sekundärkreis), so dass (kontaminationsfreier) Sattdampf entsteht, der die Turbine antreibt.

Die Heizrohre der Dampferzeuger trennen den Primär- und den Sekundärkreislauf druckdicht voneinander, so dass der Übertritt radioaktiver Stoffe aus dem Reaktorkühlmittel in den Wasser-Dampf-Kreislauf verhindert wird. In der Prinzipdarstellung in Abbildung 3-3 werden hierzu nur ein Kühlkreislauf und eine Frischdampf- und Speisewasserleitung dargestellt.

- | | | |
|----------------------------|-------------------------------|--------------------------------------|
| 1 Reaktordruckbehälter | 7 Materialschleuse | 13 Wasserabscheider |
| 2 Dampfzeuger | 8 RG-Kran | 14 Zwischenüberhitzer |
| 3 Hauptkühlmittelpumpe | 9 Biologischer Schild | 15 Turbosatz (Turbine und Generator) |
| 4 Lademaschine | 10 Reaktorsicherheitsbehälter | 16 Kondensator |
| 5 Brennelement-Lagerbecken | 11 Stahlbetonhülle | 17 Vorwärmer |
| 6 Kompaktlager | 12 Flutbehälter | 18 Speisewasserpumpe |
| | | 19 Hauptkühlwasserpumpe |

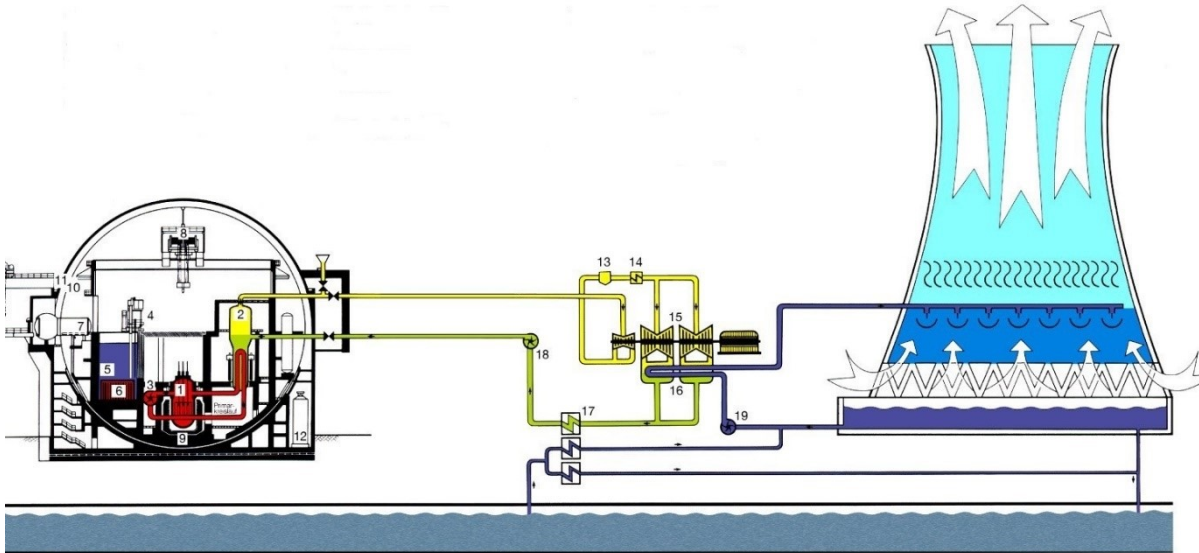


Abbildung 3-3: Funktionsprinzip eines Druckwasserreaktors

Das durch die Kernspaltung erwärmte Wasser (Primärkühlmittel) steht dabei unter Druck, der von dem an das Reaktorkühlsystem angeschlossenen Druckhalter aufgeprägt wird und der höher ist als der Verdampfungsdruck des Wassers bei der höchsten im Reaktorkühlsystem auftretenden Temperatur. Dadurch wird gewährleistet, dass das Wasser innerhalb des Primärkreislaufs nicht verdampft.

Im Sekundärkreislauf (Wasser-Dampf-Kreislauf) fördern die Hauptspeisewasserpumpen das Wasser aus dem Speisewasserbehälter zu den Dampfzeugern, in denen es durch Wärmezufuhr aus dem Reaktorkühlsystem verdampft. Der erzeugte Dampf treibt den Turbosatz (Turbine und Generator) an. Der in der Turbine entspannte Dampf wird in den Kondensatoren niedergeschlagen. Die Hauptkondensatpumpen fördern das Kondensat zurück zum Speisewasserbehälter. Das Wasser wird durch verschiedene Anzapfungen aus der Turbine vorgewärmt und zusätzlich im Speisewasserbehälter entgast.

Die in den Kondensatoren vom Hauptkühlwasser aufgenommene Kondensationswärme des Dampfes wird über die beiden Kühltürme an die Umgebung abgegeben.

Die Steuerung und Überwachung des Anlagenbetriebs erfolgt von der Warte im Schaltanlagengebäude aus.

3.1.2 Systemaufbau des Primärkreislaufs

Das Reaktorkühlsystem wird aufgrund der unterschiedlichen Aufgabenstellung unterteilt in:

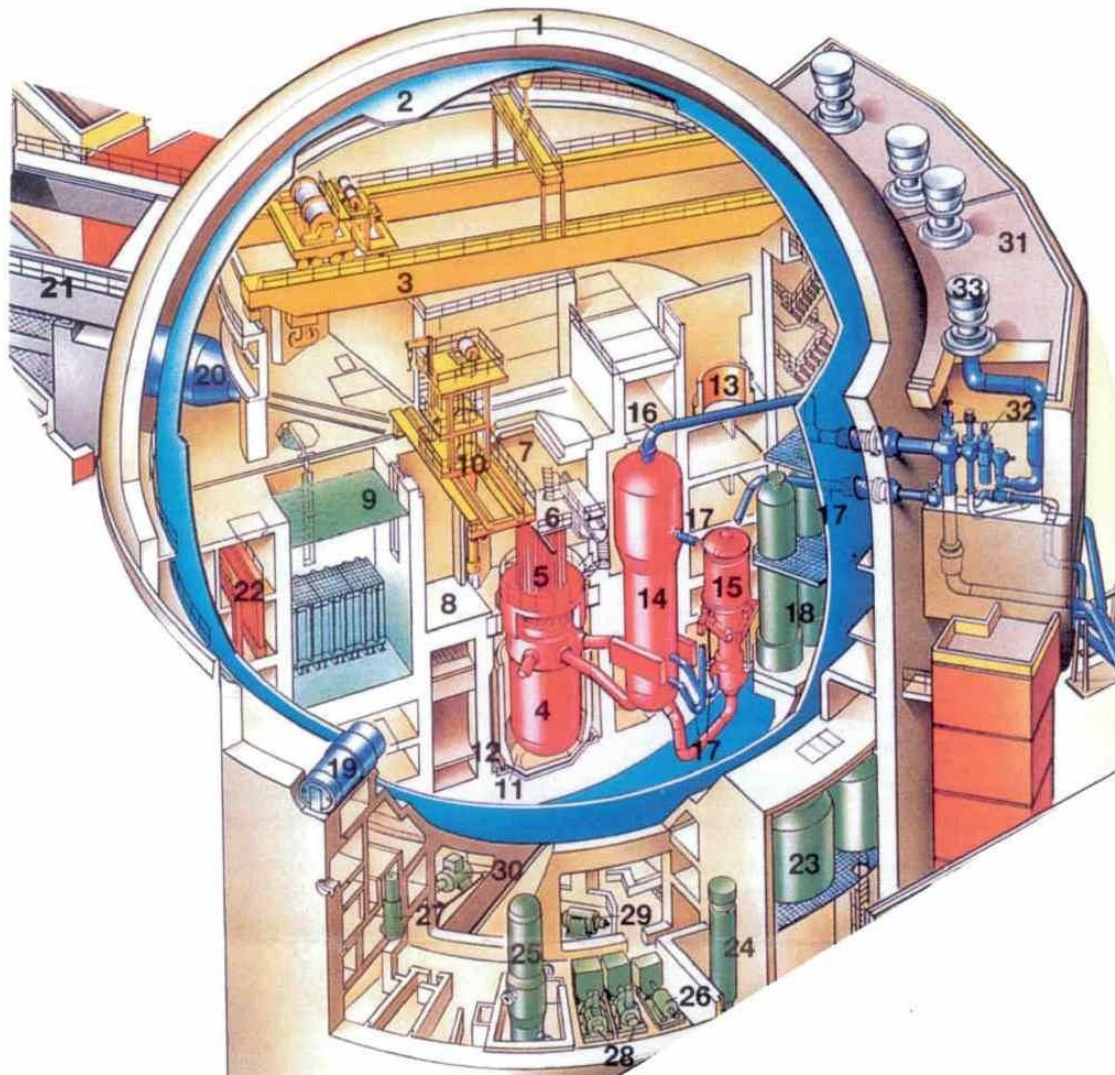
- Reaktordruckbehälter und -einbauten,
- Reaktorkühlkreislaufsystem (Kühlmittelleitungen, Hauptkühlmittelpumpen, Dampferzeuger),
- Druckhaltesystem und
- Druckhalterabblasesystem.

Eine Übersicht wesentlicher Systeme ist in Abbildung 3-4 gegeben.

Das Reaktorkühlsystem und die hochdruckführenden Komponenten der angeschlossenen Systeme, das BE-Lagerbecken und das Lager für neue Brennelemente sind im kugelförmigen Reaktorsicherheitsbehälter (RSB) aus Stahl angeordnet, der von der Stahlbetonhülle umgeben ist.

Der Reaktor besteht im Wesentlichen aus dem Reaktordruckbehälter (RDB), den RDB-Einbauten, dem Reaktorkern mit den Brennelementen einschließlich der Steuerelemente und aus den Antrieben der Steuerelemente. Die Steuerelemente dienen zur kurzfristigen Leistungsregelung und zur Schnellabschaltung.

Der Reaktorkühlkreislauf besteht aus vier gleichen Kreisläufen mit je einem Dampferzeuger, einer Hauptkühlmittelpumpe und den verbindenden Hauptkühlmittelrohrleitungen. Die Aufgabe des Reaktorkühlkreislaufsystems ist die Förderung des Primärkühlmittels zum Reaktor und der Energietransport vom Reaktor zu den Dampferzeugern. Neben der Aufgabe, die im Reaktor erzeugte Wärmeleistung an die Dampferzeuger zu übertragen, dient das Kühlmittel im Reaktor als Moderator, Reflektor und als Lösungsmittel für Bor, das zur Bindung der Überschussreaktivität verwendet wird.



- | | | |
|----------------------------------|---------------------------------|--------------------------------|
| 1 Stahlbetonhülle | 12 Tragschild | 23 Flutbehälter |
| 2 Reaktorsicherheitsbehälter | 13 Abstellplatz RDB-Deckel | 24 Nachwärmekühler |
| 3 Reaktorgebäude-Rundlaufkran | 14 Dampferzeuger | 25 Nuklearer Zwischenkühler |
| 4 Reaktordruckbehälter | 15 Hauptkühlmittelpumpe | 26 Sicherheitseinspeisepumpe |
| 5 Steuerstabantrieb | 16 Frischdampfleitung | 27 Hochdruckförderpumpen |
| 6 Kabelbühne | 17 Speisewasserleitung | 28 Nukleare Zwischenkühlpumpe |
| 7 Reaktorraum | 18 Druckspeicher | 29 Nachkühlpumpen |
| 8 Abstellplatz für Kerneinbauten | 19 Personenschleuse | 30 Borierpumpe |
| 9 BE-Lagerbecken | 20 Materialschleuse | 31 Frischdampf-Armaturenkammer |
| 10 Lademaschine | 21 Halbportalkran mit Laufkatze | 32 Frischdampf-Armaturenblock |
| 11 Biologischer Schild | 22 Lager für neue Brennelemente | 33 Schalldämpfer |

Abbildung 3-4: Prinzipieller Aufbau der Systeme im Reaktorgebäude

Das Druckhaltesystem besteht im Wesentlichen aus dem Druckhalter mit Heizung/Sprühventilen und den daran angeschlossenen Abblase- und Sicherheitsventilen. Die Druckhaltersprühung und -heizung dienen dazu, den für den Normalbetrieb erforderlichen Druck zu gewährleisten und die bei Laständerungen des Reaktorsystems durch Änderung der Systemtemperatur hervorgerufenen

Volumenschwankungen des Primärkühlmittels ohne wesentliche Druckänderungen auszugleichen bzw. zu begrenzen.

Das Druckhalterabblasesystem besteht aus dem Abblasebehälter und dem Abblasebehälterkühlkreislauf mit Pumpe, Kühler und den verbindenden Rohrleitungen. Es dient dazu, die über die Druckhalter-Abblaseventile und die über die Druckhalter-Sicherheitsventile abgeblasenen Dampfmengen zu kondensieren und abzuführen.

Für den Betrieb des Reaktors sind eine Reihe von Hilfs- und Nebensystemen vorhanden, die an das Reaktorkühlsystem anschließen. Außerdem gibt es für die Sicherheit des Reaktors Systeme mit der Aufgabe, bei Störfällen die Anlage vor unzulässigen Beanspruchungen zu schützen und deren Auswirkungen auf das Betriebspersonal, die Umgebung sowie die Anlage in vorgegebenen Grenzen zu halten. Die Reaktorhilfs- und -nebensysteme sind im Ringraum des Reaktorgebäudes und im Reaktorhilfsanlagengebäude untergebracht.

3.1.3 Systemaufbau des Sekundärkreislaufs (Wasser-Dampf-Kreislauf)

Wegen der für einen Druckwasserreaktor (DWR) charakteristische Trennung des Primär- und Sekundärkreislaufs wird die Wärme in den Dampferzeugern übertragen. Im Maschinenhaus befindet sich der konventionelle Teil des Wasser-Dampf-Kreislaufs sowie Turbine, Generator und die Einbindung des Hauptkühlwassersystems an die Turbinenkondensatoren.

Im KWG besteht die Turbine aus einem Hochdruckteil sowie drei Niederdruckteilen.

Der in den vier Dampferzeugern als Trennstelle zwischen radioaktivem Primärkreislauf und dem inaktiven Sekundärkreislauf entstehende Satttdampf gelangt zur Turbine und wird im Kondensator – nach Abgabe des nutzbaren Wärmegefälles zur Stromerzeugung – kondensiert.

In den Vorwärmerstrecken wird das Kondensat vorgewärmt und dem Speisewasserbehälter zugeführt. Die Speisewasserpumpen fördern das Wasser unter erhöhtem Druck zurück in die Dampferzeuger.

Der Wasser-Dampf-Kreislauf besteht aus den folgenden Hauptsystemen:

- Frischdampfsystem (inkl. Frischdampfarmaturenstationen)
- Kondensatsystem
- Speisewassersystem (Speisewasserbehälter, -pumpen und Speisewasserarmaturenstationen)

Frischdampfsystem und Turbine

Die Aufgaben des Systems sind der Transport des aus den Dampferzeugern entnommenen Frischdampfes zur Turbine, die sekundärseitige Wärmeabfuhr über die Umleitventile bzw. die Abblasestation bei Turbinenschnellschluss sowie die Bereitstellung von Stützdampf für den Speisewasserbehälter bei Turbinenschnellschluss.

Der Frischdampf (FD) wird aus den Dampferzeugern in den Rohrleitungen über die Kompaktarmaturenblöcke in der FD- und Speisewasser-Armaturenkammer zu den kombinierten Schnellschluss-Stellventilen der Turbine zugeführt. Nach der Entspannung im HD-Teil der Turbine muss der Dampf vor Eintritt in die ND-Teile zur Vermeidung unzulässig hoher Abdampfnässe und der damit verbundenen Erosionsgefahr entwässert und überhitzt werden. Dieser Vorgang erfolgt in den kombinierten Wasserabscheider/Zwischenüberhitzern. In den ND-Teilen der Turbine erfolgt analog den Vorgängen im HD-Teil die weitere Expansion des Dampfes. Sowohl in der HD-Turbine wie auch in den ND-Teilen erfolgen Anzapfungen von Dampf zur Vorwärmung des Speisewassers in den sogenannten Vorwärm-Wärmetauschern sowie der Versorgung der Hilfsdampfschiene.

Kondensatsystem

Die Aufgabe des Systems ist der Transport des Hauptkondensats vom Turbinenhotwell zum Speisewasserbehälter einschließlich der Vorwärmung sowie die Bereitstellung von Kühlkondensat für verschiedene Hilfsfunktionen.

Nach der Entspannung in den ND-Teilen der Turbine wird der Dampf in den Kondensatoren niedergeschlagen (kondensiert) und im Turbinenhotwell gesammelt. Das so gewonnene Kondensat wird durch die Hauptkondensatpumpen über die Niederdruckvorwärmer zum Speisewasserbehälter gefördert. In den Vorwärmern wird das Kondensat mittels Anzapfungen aus dem Turbinensystem vorgewärmt.

Speisewassersystem

Die Aufgabe dieses Systems ist die Versorgung der Dampferzeuger mit vorgewärmtem Speisewasser. Dies erfolgt im Leistungsbetrieb mittels Speisewasserpumpen sowie beim An- und Abfahren durch die An- und Abfahrpumpen.

Das Speisewasser fließt vom Speisewasserbehälter zu den Speisewasserpumpen, die es zu den Hochdruckvorwärmanlagen fördern. Dort erfolgen weitere Vorwärmungen, bevor das Speisewasser in die Dampferzeuger strömt.

3.1.4 Kühlwassersystem

Zur Abfuhr der prozessbedingten Verlustwärme aus den verschiedenen Kühlsystemen des Kernkraftwerks werden größere Kühlwassermengen benötigt. Das Kühlwassersystem (siehe Abbildung 3-5) unterscheidet sich grundsätzlich in

- die Versorgung der sicherheitstechnisch wichtigen nuklearen und konventionellen Kühlstellen durch das gesicherte Nebenkühlwasser sowie
- die Versorgung der konventionellen Kühlstellen durch das Hauptkühlwasser und das konventionelle Nebenkühlwasser.

Die genannten Nebenkühlwassersysteme führen die Wärme aus den Zwischenkühlkreisen ab.

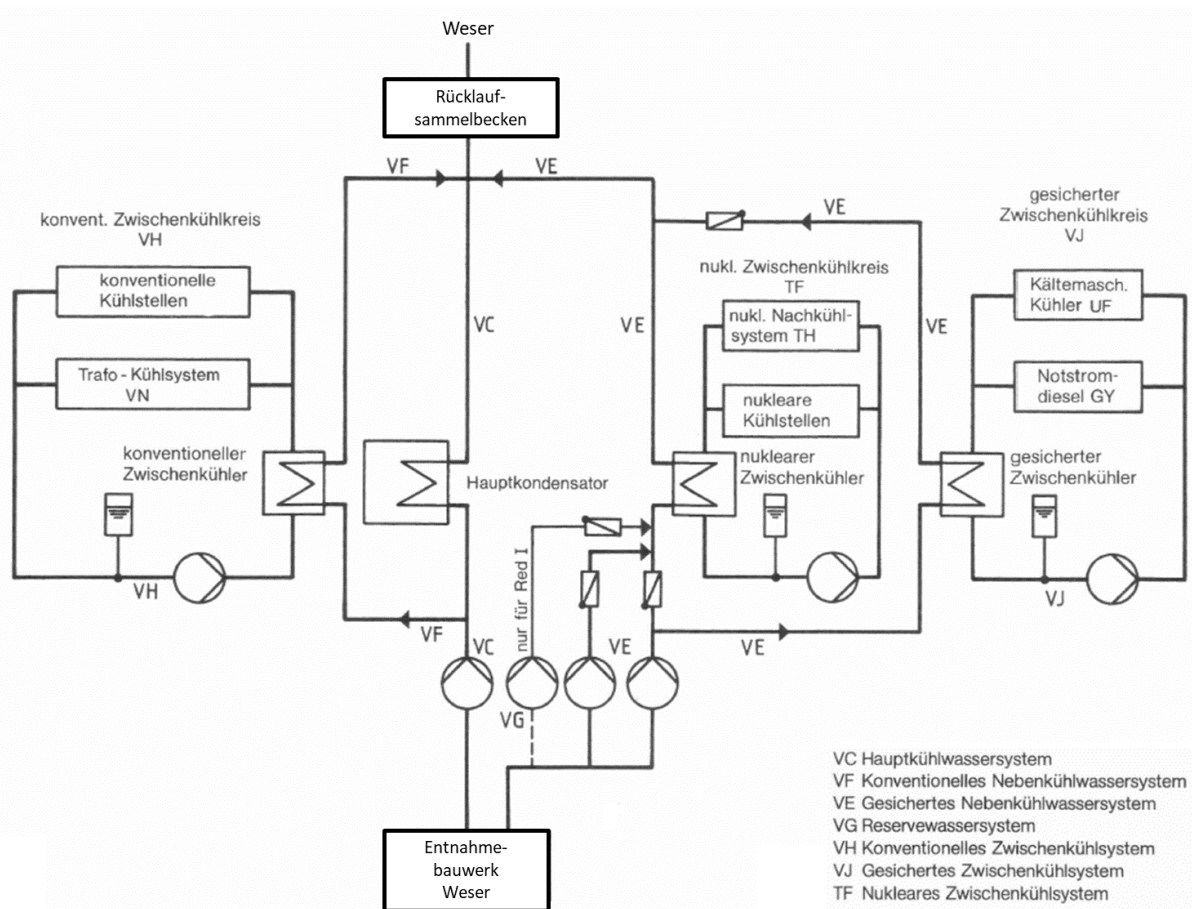


Abbildung 3-5: Prinzipieller Aufbau der Kühlwassersysteme

Hauptkühlwassersystem

Das Hauptkühlwasser dient zur Aufnahme und Abfuhr der Kondensationswärme des Turbinenabdampfes bei Leistungsbetrieb bzw. des Frischdampfes bei Umleitbetrieb an die Umgebung. Im KWG erfolgt diese Kühlung im Mischwasserbetrieb über die Kühltürme, wodurch die Kondensationswärme an die Umgebung abgegeben wird. Das durch die Verdunstung verlustige Kühlwasser wird über den Mischwasserbetrieb der Weser entnommen (siehe Abbildung 3-3).

Nach der mechanischen Reinigung wird das gereinigte Kühlwasser mittel der sechs Hauptkühlwasserpumpen über getrennte Stahlrohrleitungen dem Turbinenkondensator (ND-Teile) zugeführt. Nach der Aufnahme der Kondensationswärme strömt das Kühlwasser über Stahlrohrleitungen und Sammelkanäle zurück in die Kühltürme.

Konventionelles Nebenkühlwassersystem

Die Aufgabe dieses Systems ist die Abfuhr der Verlustwärme aus dem konventionellen Zwischenkühlsystem (mit Kühlstellen, z. B. Maschinentransformator, der Komponenten des Wasser-Dampf-Kreislaufs etc.).

Hierzu wird eine definierte Kühlwassermenge aus der Weser entnommen und durch die Wärmetauscher des konventionellen Zwischenkühlsystems geführt. Danach gelangt es in den Sammelkanal des Hauptkühlwassers und zurück in die Weser.

Gesichertes Nebenkühlwassersystem

Das Gesicherte Nebenkühlwasser hat die Aufgabe, die sicherheitstechnisch wichtigen Kühlstellen (Nachkühlkette, Notstromdiesel) mit Kühlwasser zu versorgen und die Abwärme abzuführen.

Hierzu ist das Gesicherte Nebenkühlwassersystem mit vier voneinander getrennten Strängen (Pumpe, Rohrleitungen, Wärmetauscher) aufgebaut. Es saugen jeweils zwei Kühlstränge aus einem Kühlwasservorlauf (Pumpenvorkammer) an. Im Kühlwasservorlauf befinden sich zwei Pumpenvorkammern, aus denen jeweils zwei Nebenkühlwasserpumpen das Kühlwasser ansaugen. Die vier Nebenkühlwasserstränge werden im Rücklauf wieder in zwei Strängen zusammengeführt, wobei jeder dieser beiden Stränge in einem Rücklaufsammelkanal (Kraftschlussbecken) mündet.

3.1.5 Gebäude und weitere Systeme

Das KWG besteht aus unterschiedlichen Gebäuden und anderen baulichen Strukturen (siehe 15. Anhang 1: Lageplan des Kernkraftwerkes Grohnde), getrennt nach den darin befindlichen Einrichtungen in nukleare und konventionelle Anlagenteile sowie Gebäude für die allgemeine Versorgung und Verwaltung. Die darin befindlichen Einrichtungen bestimmen auch die sicherheitstechnische Bedeutung dieser Gebäude und baulichen Strukturen (Bauwerke).

Die wichtigsten Bauwerke sind:

- Reaktorgebäude (ZA/ZB) mit Frischdampf- und Speisewasser-Armaturenkammer (ZB.9)
- Reaktorhilfsanlagegebäude (ZC) mit Abfallkonditionierung (ZC.1) und Fortluftkamin (ZQ.1)
- Schaltanlagegebäude (ZE) mit Hauptwarte
- Maschinenhaus (ZF)
- Notstromdieselgebäude mit Kaltwasserzentrale (ZK)
- Notspeisegebäude (ZX) mit Notsteuerstelle
- Kühlwasserbauwerke (ZM/ZN)
- Kühltürme (ZP.1, ZP.2)

Das Reaktorgebäude wird durch einen Zylinder mit aufgesetzter Halbkugel gebildet. Die Außenstrukturen von Zylinderwand und Halbkugel bestehen aus 1,80 m dickem Stahlbeton und werden als Stahlbetonhülle bezeichnet. Wesentlicher Bestandteil des Reaktorgebäudes ist der kugelförmige Reaktorsicherheitsbehälter (RSB) aus 30 mm dickem Stahl. Der Ringraum umschließt den RSB. Die Stahlbetonhülle umschließt den RSB und den Ringraum.

Im Inneren des RSB sind das Reaktorkühlsystem mit den Dampferzeugern, Teile der unmittelbar anschließenden Not- und Nachkühlsystems, des Zusatzboriersystems und der Reaktorhilfssysteme sowie das BE-Lagerbecken untergebracht. Der RSB ist auch während des Leistungsbetriebs begehbar. Im Ringraum sind quadrantenweise Teile des vierfach redundanten Sicherheitssystems sowie der Hilfs- und Nebenanlagen aufgestellt. Am Reaktorgebäude, zum Maschinenhaus hinweisend, ist die Frischdampf- und Speisewasser-Armaturenkammer angebracht, in welcher räumlich getrennt die Frischdampfarmaturen und die Speisewasserarmaturen angeordnet sind. An dieser Stelle endet die

druckführende Umschließung des Frisch- und Speisewassersystems. Bei Ausfall des Turbinenkondensators kann der erzeugte Frischdampf der Dampferzeuger mit den Frischdampfarmaturen an die Umgebung abgeleitet werden.

Das Reaktorhilfsanlagegebäude grenzt an der einen Seite an das Schaltanlagegebäude und an der anderen Seite an das Reaktorgebäude. Im Reaktorhilfsanlagegebäude sind die Hilfs- und Nebenanlagen des Reaktors untergebracht. Angrenzend am Reaktorhilfsanlagegebäude ist der Fortluftkamin angeordnet, über den die gefilterte Fortluft aus dem Kontrollbereich in einer Höhe von 130 m an die Umgebung abgegeben wird.

Der Eingang zum Kontrollbereich befindet sich im Reaktorhilfsanlagegebäude.

Das Maschinenhaus (Abbildung 3-6) enthält im Wesentlichen die zur elektrischen Energieerzeugung notwendigen Teile des Sekundärkreislaufs:

- Sattdampfturbine,
- Generator mit Erregermaschine,
- Kondensatoren,
- Umleitstationen,
- Komponenten des Wasser-Dampf-Kreislaufes mit Hochdruck (HD)- und Niederdruck (ND)-Vorwärmern, zu ihnen gehören auch Behälter mit großem Energieinhalt, wie z. B. der Speisewasserbehälter, die Speisewasservorwärmung und die Wasserabscheider-Zwischenüberhitzer.

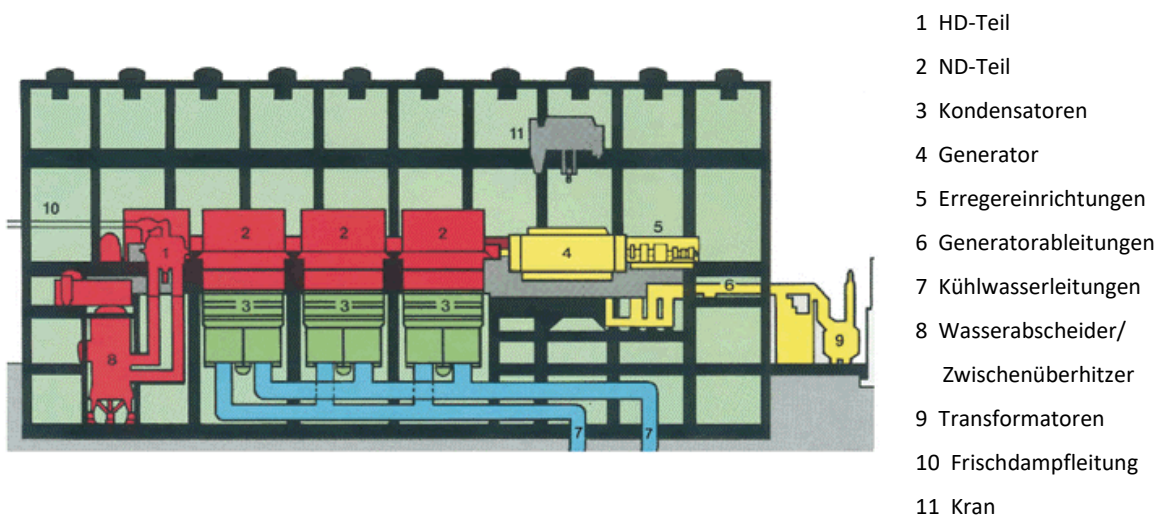


Abbildung 3-6: Vereinfachter Querschnitt durch das Maschinenhaus

Das Schaltanlagegebäude schließt an das Reaktorhilfsanlagegebäude an. Im Schaltanlagegebäude sind die Systeme der Elektro- und Leittechnik, die zur elektrischen Versorgung von Komponenten und zur Steuerung, Regelung und Überwachung der Anlage vorgesehen sind, sowie die Warte der Anlage untergebracht. Entsprechend dem viersträngigen Aufbau ist das Schaltanlagegebäude in vier gleichartige Bereiche unterteilt.

Zur Sicherstellung der Energieversorgung bei Auslegungsfällen ist ein gestaffeltes Notstromsystem mit 4 x 10 kV dieselbetriebenen Notstromgeneratoren im Notstromdieselgebäude und 4 x 380 V dieselbetriebenen Notspeisenotstromgeneratoren im Notspeisenotstromgebäude eingesetzt.

Das Notstromdieselgebäude befindet sich gegenüber dem Schaltanlagegebäude. In diesem Gebäude sind im Wesentlichen die vier Notstromdiesel mit zugehörigen Schaltanlagen, Treibstoffvorräten sowie die Kaltwasserzentrale mit Kältemaschinen untergebracht.

Im Notspeisegebäude sind die für die gesicherte Nachzerfallswärmeabfuhr im Falle von zivilisatorischen Einwirkungen von außen (z. B. Explosionsdruckwelle, Flugzeugabsturz) benötigten Systeme, im Wesentlichen die vier Notspeisenotstromdiesel mit Generator, Notspeisepumpe und den Treibstoff- und Wasservorräten sowie die zugehörige Notsteuerstelle und Schaltanlagen einschließlich Batteriepufferung, untergebracht. Von der Notsteuerstelle kann bei Ausfall der Warte die Anlage in den Zustand „unterkritisch kalt“ gefahren und gehalten werden (Abfuhr der Nachzerfallswärme und Langzeitkühlung des BE-Lagerbeckens).

3.2 Systeme und Einrichtungen im Restbetrieb

Die optimale Durchführung der Stilllegungs- und Abbauarbeiten und die Beherrschung der noch relevanten Ereignisse werden gewährleistet, indem die Funktion bestimmter Systeme und Einrichtungen der Anlage im dafür erforderlichen Umfang erhalten bleibt. Um den Betrieb der Systeme gewährleisten zu können, werden auch die Infrastruktur und Hilfssysteme im dafür erforderlichen Umfang weiterbetrieben bzw. betriebsbereit gehalten. Hierzu gehören z. B. die Beleuchtungs- und Lüftungsanlagen und die Versorgung mit Betriebsmedien.

In Abhängigkeit vom Stilllegungs- und Abbaufortschritt und den sich wandelnden Anforderungen ist die Ablösung der Systeme durch entsprechend angepasste und gegebenenfalls reduzierte Ersatzsysteme oder auch der vollständige Entfall möglich.

Im Folgenden werden die wichtigsten erforderlichen Systeme bzw. Systemfunktionen für den Restbetrieb dargestellt.

3.2.1 BE-Kühlsysteme sowie Ver- und Entsorgungseinrichtungen

BE-Lagerbecken-Kühlung

Zu Beginn der ersten Abbauphase (Abschnitt 1A) wird der Abtransport der Brennelemente (BE) aus dem BE-Lagerbecken in das Standortzwischenlager noch nicht abgeschlossen sein. Die noch abzuführende Nachzerfallswärme erfordert während des Abschnittes 1A den Weiterbetrieb von Beckenkühlsystemen einschließlich der zugehörigen Hilfs- und Versorgungssysteme.

BE-Lagerbecken-Reinigung und -Niveauhaltung

Für die Reinigung des BE-Lagerbeckenwassers bleibt bis einschließlich des Abschnittes 1B das Beckenreinigungssystem verfügbar.

Eine eventuell notwendige Ergänzung von Beckenwasser erfolgt durch Nachspeisung von Deionat.

Die Füllstandshaltung des BE-Lagerbeckens erfolgt, solange sich einzelne Sonderbrennstäbe oder aktivierte Bauteile im Becken befinden und dies aus Abschirmungsgründen erforderlich ist.

Kühlwassersysteme

Zur Abfuhr der auf der Anlage auftretenden Wärme bleiben weiterhin Kühlwassersysteme in erforderlichem Umfang in Betrieb.

Nukleare Zwischen- und Gesicherte Nebenkühlwassersysteme führen die im BE-Lagerbecken und in den verschiedenen Hilfs- und Nebenanlagen anfallenden Wärmemengen – beispielsweise aus den Verdampferanlagen – an die Weser ab.

BE-Lagerbecken/Reaktorgrube/Abstellraum/Behälterbeladebecken

Die Becken sind mit korrosionsbeständigem Stahl ausgekleidet. Eine mögliche Beschädigung wird durch ein installiertes Leckageüberwachungssystem festgestellt. Das System wird solange weiterbetrieben, wie eine Wasserüberdeckung von Brennelementen, Sonderbrennstäben und aktivierten Bauteilen zur Abschirmung erforderlich ist.

Dichtschütze sperren das BE-Lagerbecken gegen Abstellraum und Reaktorgrube bzw. Behälterbeladebecken wasserdicht ab. Das Trennschütz sperrt den Abstellraum gegen die Reaktorgrube wasserdicht ab (Abbildung 3-7).

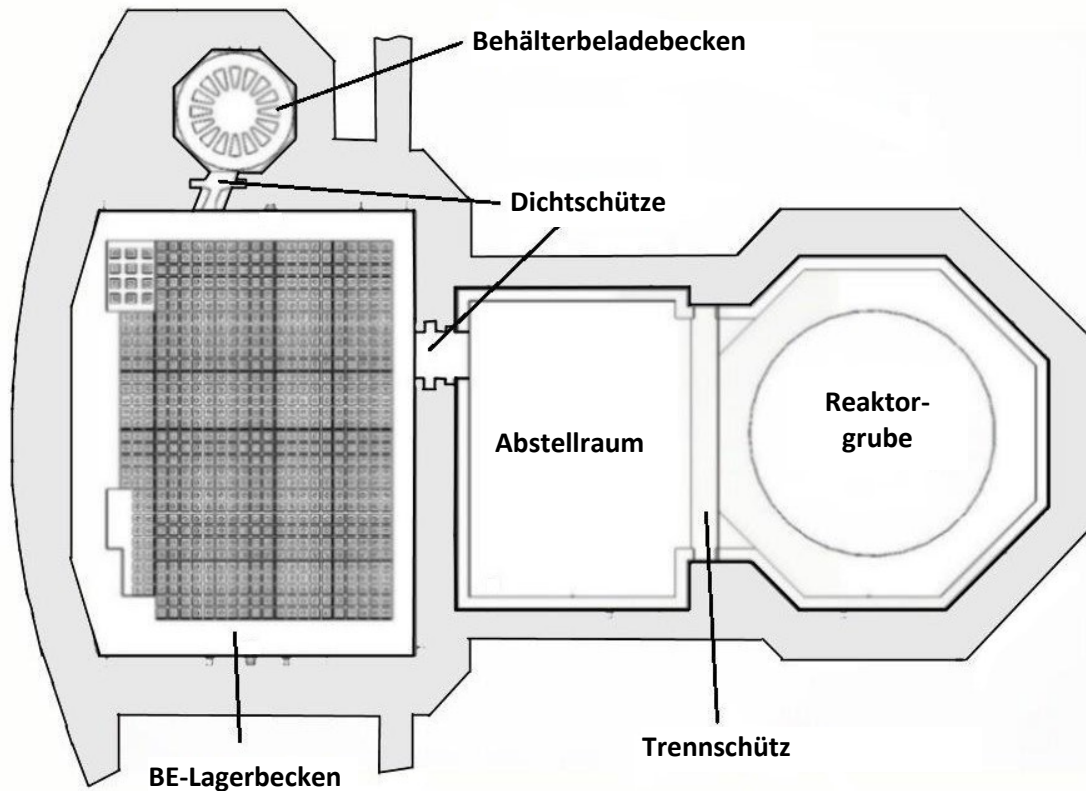


Abbildung 3-7: Anordnung der Becken

Der Abstellraum ist so bemessen, dass das obere Kerngerüst und der Kernbehälter bei ausreichender Wasserüberdeckung abgestellt werden können und um Handhabungen unter Wasser durchführen zu können.

Deionataufbereitung und -versorgung

Die Systeme zur Aufbereitung und Verteilung von Deionat im Kontrollbereich werden zum Füllen von Kreisläufen, zum Spülen, als Sperrwasser und zum Dekontaminieren benötigt. Das Deionat wird durch eine geeignete Wasseraufbereitungsanlage bereitgestellt.

Kühlmittellagerung/-aufbereitung

Das System stellt solange wie nötig entsprechende Kapazitäten zur Lagerung und Aufbereitung von BE-Lagerbeckenwasser zur Verfügung.

Abwasseraufbereitung

Da während der gesamten Stilllegung und des Abbaus durch Arbeitsabläufe im Kontrollbereich, wie Dekontamination, Zerlegung, Spülvorgänge u. ä., Abwässer anfallen, werden Systeme der Abwassersammlung und Abwasseraufbereitung mit ihren Nebensystemen in erforderlichem Umfang weiter betrieben oder durch Ersatzsysteme ersetzt.

Das Abwasser wird in Sammelbehältern aufgefangen, aufbereitet und Kontrollbehältern zugeführt. Nach vorheriger Probenahme und Freigabe zur Abgabe wird das Abwasser diskontinuierlich an die Weser abgegeben. Während des Restbetriebes erfolgt diese Abgabe zunächst weiterhin über das bestehende Kühlwassersystem. Es ist geplant, abbaubegleitend – spätestens nach Entfernen der BE und SBS – eine neue Abgabeleitung in die Mitte der Weser zu verlegen. Am Ende dieser Leitung befinden sich Austrittsdüsen für eine möglichst schnelle Vermischung mit dem Weserwasser. Dabei werden die Bestimmungen der jeweils gültigen Wasserrechtlichen Erlaubnis eingehalten.

Nukleare Lüftungsanlage

Während Stilllegung und Abbau bleiben die Lüftungsanlagen des Kontrollbereiches (nukleare Lüftungsanlagen) im erforderlichen Umfang in Betrieb oder werden zu gegebenem Zeitpunkt durch Ersatzsysteme ersetzt. Die für den Restbetrieb erforderlichen, nuklearen Lüftungsanlagen bestehen im Wesentlichen aus der Zu- und Fortluftanlage, Umluftfilteranlagen, der Anlage zur Messung und Überwachung der Luftaktivität im Fortluftkamin und den erforderlichen Hilfssystemen (z. B. Kaltwasser, Heizung und Luftbefeuchtung).

Die Zuluftanlagen versorgen den gesamten Kontrollbereich mit gefilterter und, soweit erforderlich, mit temperierter Außenluft.

Soweit erforderlich werden die stationären Filteranlagen, wie die Bedarfsfilteranlage und einige Umluftfilteranlagen, durch mobile Filteranlagen ergänzt oder ersetzt. Auch Umluftkühlsysteme bleiben für betriebliche Anforderungen im erforderlichen Umfang zunächst verfügbar.

Innerhalb des Kontrollbereichs wird eine gerichtete Luftströmung aufrechterhalten. Weiterhin bleiben Neben- und Hilfssysteme zur Erwärmung und Kühlung der Luft in Betrieb.

Die Fortluftanlagen geben die Gebäudeabluft kontrolliert und bilanziert über den Fortluftkamin ab.

Die Einrichtungen zum Lüftungsabschluss bleiben im erforderlichen Umfang erhalten.

Stromversorgung und elektrotechnische Einrichtungen

Für die Stromversorgung der Anlage während des Restbetriebes gibt es bis zum Erreichen der Brennelementfreiheit (im Abschnitt 1A) zwei getrennte Netz-Einspeisungen. Beide Einspeisewege sind voneinander unabhängig, da sie aus unterschiedlichen Übertragungs- und Verteilungsnetzen gespeist werden.

Die vorhandene elektrotechnische Infrastruktur wird für den Abbau des KWG weitergenutzt bzw. ggf. durch Ersatzsysteme ersetzt. Die zur Verfügung stehende jeweilige Netz-Anschlussleistung ist für den zu erwartenden Leistungsbedarf während des Restbetriebes ausreichend bemessen. Die vorhandenen Schaltanlagen werden sukzessive durch Entfall von Verbrauchern oder durch das Zusammenlegen von Verbrauchern entlastet. Die frei werdenden Schaltanlagen werden stillgesetzt und können abgebaut werden.

Unter Beachtung der im Restbetrieb zu berücksichtigenden Anforderungen bleibt die Notstromversorgung im erforderlichen Umfang bis zur Brennelementfreiheit der Anlage (im Abschnitt 1A) erhalten.

Ab dem Abschnitt 1B werden im erforderlichen Umfang Ersatzstromversorgungseinrichtungen nach Industriestandard vorgesehen.

Sowohl die vorhandenen stationären Batterieanlagen als auch die Gleichstromanlagen werden sukzessive durch Entfall oder Zusammenlegen von Verbrauchern entlastet und können entsprechend stillgesetzt werden.

Die vorhandenen Leittechniksysteme werden im erforderlichen Umfang weiterbetrieben und mit fortschreitendem Abbau den sich ändernden Anforderungen angepasst.

Das Reaktorschutzsystem und die Begrenzung zur automatischen Ansteuerung von Sicherheitseinrichtungen werden nicht mehr benötigt.

Hilfsdampfversorgung/Wärmeerzeugung

Das Hilfsdampfsystem dient als Prozesswärmeverteiler für Wärmetauscher und Verdampfer in den Reaktorhilfs- und Versorgungsanlagen sowie für die Heizwärmeversorgung sämtlicher Gebäude. Die erforderliche Heizwärme wird durch bestehende Hilfskesselanlagen bzw. geeignete Ersatz-einrichtungen, wie z. B. das noch zu errichtende Ersatz-Energieversorgungszentrum, bereitgestellt.

Gasversorgung

Die Gasversorgung stellt in den erforderlichen Bereichen Stickstoff und Argon/Methan (für Aktivitäts-messeinrichtungen) zur Verfügung.

Druckluftanlage

Die Druckluftversorgung versorgt das Werkdruckluftnetz als größten Arbeitsluftverbraucher und liefert Druckluft u. a. zum Betätigen von Lüftungskomponenten.

Kaltwassersystem

Zur Konditionierung der Luft in den Zuluftanlagen und ggf. zur Abfuhr von Betriebswärme an Nebenkühlwassersysteme wird durch Kältemaschinen erzeugtes Kaltwasser eingesetzt.

Sonstige Ver- und Entsorgungseinrichtungen

Sonstige Ver- und Entsorgungseinrichtungen sind u. a.

- Anlagenentwässerung (Entwässerung und Entlüftung von Anlagenkomponenten),
- Gebäudeentwässerung,
- Trinkwasserversorgung,
- Heizöl- und Diesellager,
- Ölversorgung für die Hilfskesselanlage,
- neu zu errichtende Erdgasversorgung des neuen Ersatz-Energieversorgungszentrums,
- Arbeits-/Begehungsbeleuchtung,
- Kommunikationssysteme (Telefon, Ruf- und Alarmanlage, IT-Netzwerk).

Sie bleiben im erforderlichen Umfang erhalten und werden dem Bedarf entsprechend angepasst.

3.2.2 Überwachungs- und Schutzeinrichtungen

Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung

Mithilfe der Einrichtungen zur Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung wird das Auftreten und die Veränderung der Radioaktivität in den Räumen bzw. Systemen erkannt. Radioaktive Stoffe in Fortluft und Abwasser aus dem Kontrollbereich werden erfasst und bilanziert. Ortsdosisleistung und Aerosolaktivität in den Räumen des Kontrollbereichs werden zum Schutz des Personals überwacht. Weiterhin bleibt die Personenüberwachung (Dosimetrie, Kontaminations- und Inkorporationskontrollen) bestehen.

Relevante Messwerte aus der Anlage werden weiterhin über die Kernreaktor-Fernüberwachung (KFÜ) an die zuständige Behörde, dem Niedersächsischen Landesbetrieb für Wasserwirtschaft, Küsten- und Naturschutz (NLWKN), übertragen.

Erweitert bzw. neu aufgebaut werden Einrichtungen zur Aktivitätsbestimmung an Reststoffen und radioaktiven Abfällen.

Brandschutzeinrichtungen

Die vorhandenen stationären und mobilen Brandschutzeinrichtungen einschließlich der Brandmeldeanlage sowie die baulichen und betrieblichen Brandschutzmaßnahmen bleiben auch für den Restbetrieb erhalten, soweit dies im Sinne der jeweils gültigen gesetzlichen und technischen Vorschriften und Regelungen notwendig ist. Falls erforderlich werden zusätzliche Einrichtungen dauerhaft oder temporär installiert.

Durch Entfernen von Zündquellen und Brandlasten, wie

- elektrischen und leittechnischen Einrichtungen,
- Aggregaten und Hochspannungseinrichtungen,
- die Freischaltung und Stillsetzung nahezu aller wärme- und druckführender Systeme,
- Kabelpritschen und Schaltschränke,
- Betriebs- und Gefahrstoffe,

erfolgt eine Verringerung der Brandgefährdung. Hierdurch ist eine entsprechende Reduzierung der Brandschutzeinrichtungen möglich.

Anlagensicherungseinrichtungen

Der Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD), wie z. B. terroristisch motivierter Taten, bleibt in dem erforderlichen Umfang erhalten und wird dem Bedarf entsprechend angepasst.

Sonstige Überwachungs- und Schutzeinrichtungen

Sonstige Überwachungs- und Schutzeinrichtungen sind u. a.

- Blitzschutzeinrichtungen (äußerer und innerer Blitzschutz),
- Gaswarnanlage (Erkennung explosionsgefährlicher Gase),
- Sicherheitsbeleuchtung,
- Rechneranlagen (Prozess- und Überwachungsrechner, Dosimetrierechner, Rechner des Zugangskontrollsystems).

Sie bleiben im erforderlichen Umfang erhalten und werden dem Bedarf entsprechend angepasst.

3.2.3 Sonstige/weitere Einrichtungen

Hebezeuge

Krane, Aufzüge und andere Hebezeuge stellen wichtige Werkzeuge für Restbetrieb und Abbau dar. Zur Gewährleistung der ausreichenden Schadensvorsorge sind der Reaktorgebäude-Rundlaufkran (RG-Kran) und der Halbportalkran nach den Anforderungen der KTA 3902 /11/ Abschnitt 4.3 ausgelegt.

In Abhängigkeit vom Abbaufortschritt und unter Berücksichtigung der Aufgaben können diese und weiter in Betrieb befindliche Hebezeuge entsprechend ihrer Aufgaben abgestuft werden.

Einrichtungen zur Brennelementhandhabung und -abtransport

Die BE-Handhabung erfolgt mit der Lademaschine sowie, soweit dies aus konstruktiven Gründen nicht durchführbar ist, mit dem RG-Kran. Der Abtransport der Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern erfolgt über den RG- und Halbportalkran.

Einrichtungen zur Behandlung radioaktiver Reststoffe und Abfälle

Die vorhandenen Einrichtungen zur Bearbeitung radioaktiver Reststoffe und Behandlung radioaktiver Abfälle bleiben im erforderlichen Umfang weiterhin in Betrieb. Im Reaktorhilfsanlagen- und im

Abfallkonditionierungsgebäude stehen beispielsweise Sortieranlagen, Pressen, Zerlegeplätze, Dekontaminationsanlagen und Messeinrichtungen zur Verfügung.

Um den Anfall von Reststoffen und Abfällen während der Stilllegung und des Abbaus zu bewältigen, ist der Aufbau weiterer Einrichtungen vorgesehen (Reststoffbehandlungszentrum RBZ). Hierfür werden vorhandene Gebäudeteile und Raumbereiche umgenutzt.

3.3 Radiologischer Ausgangszustand der Anlage

Ab dem Zeitpunkt des endgültigen Abschaltens der Anlage KWG nimmt das Gesamtaktivitätsinventar in der Anlage aufgrund des natürlichen radioaktiven Zerfalls ständig ab. Durch abbauvorbereitende Tätigkeiten nach Abschalten der Anlage, wie beispielsweise dem sukzessiven Entfernen der Brennelemente oder der Primärkreisdekontamination (FSD), wird das Gesamtaktivitätsinventar der Anlage schrittweise gezielt deutlich gesenkt.

Zu Beginn der Stilllegung und des Abbaus befinden sich noch Brennelemente (BE) und Sonderbrennstäbe (SBS) im BE-Lagerbecken. Das Gesamtaktivitätsinventar im KWG, das zu mehr als 99 % in diesem bestrahlten Kernbrennstoff enthalten ist, wird auf ca. $1 \text{ E}+19 \text{ Bq}$ abgeschätzt. Nach Abtransport der BE und SBS verbleiben weniger als 1 % des ursprünglichen Aktivitätsinventars zum Zeitpunkt der Abschaltung in der Anlage (Größenordnung $< 1 \text{ E}+17 \text{ Bq}$):

- Diese Restaktivität ist zum überwiegenden Teil in Form von Aktivierungsprodukten in den Materialien des Reaktordruckbehälters, seiner Einbauten und des Biologischen Schildes fest eingebunden und somit nicht unmittelbar freisetzbar.
- Nur ein kleiner Teil der nach Abtransport der BE und SBS verbleibenden Restaktivität der Anlage KWG liegt in Form von Kontamination vor und befindet sich vorwiegend auf den inneren Oberflächen verschiedener Systeme und zu einem geringen Anteil auf den äußeren Oberflächen von Komponenten oder Gebäudestrukturen.
- Am Standort KWG befinden sich ebenso radioaktive Abfälle in unterschiedlichen Verarbeitungszuständen in den dafür vorgesehenen Bereichen (z. B. im Fasslager).

Nachfolgend wird das Aktivitätsinventar des KWG zum Zeitpunkt der Stilllegung im Einzelnen zusammenfassend beschrieben.

3.3.1 Inventar an Radionukliden

Der radiologische Zustand der endgültig abgeschalteten und abzubauenen Anlage KWG wird durch folgendes gekennzeichnet:

- Eine Neubildung radioaktiver Stoffe findet nicht mehr statt. Aufgrund des natürlichen radioaktiven Zerfalls nimmt die Radioaktivität in der Anlage seit dem Zeitpunkt der Abschaltung ständig ab.
- Das Jod 131 (I-131) als Spaltprodukt wird nach Abschalten der Anlage nicht mehr gebildet. Seine Aktivität in der Anlage ist zum 31.12.2022 aufgrund seiner Halbwertszeit von 8 Tagen praktisch vollständig abgeklungen.
- Radioaktive Edelgase als unmittelbare Spaltprodukte werden nicht mehr gebildet. Aufgrund der Halbwertszeit sind die radioaktiven Edelgase – bis auf Krypton 85 (Halbwertszeit 10,8 Jahre) – bereits zerfallen. Mit Entfernen der BE und SBS ist Krypton 85 (Kr-85) nur noch in geringen, nicht nennenswerten Spuren in der Anlage vorhanden.
- Die noch in KWG vorhandenen Spalt- und Aktivierungsprodukte sind im Wesentlichen
 - Kobalt 60 (Co-60) mit einer Halbwertszeit von 5,3 Jahren,
 - Cäsium 137 (Cs-137) mit einer Halbwertszeit von 30,0 Jahren,
 - Eisen 55 (Fe-55) mit einer Halbwertszeit von 2,7 Jahren und
 - Nickel 63 (Ni-63) mit einer Halbwertszeit von 100,6 Jahren.

In aktivierten Betonbauteilen können auch Europium 152/154 (Eu-152/154, Halbwertszeiten 13,5 / 8,6 Jahre), Tritium (H-3, Halbwertszeit 12,3 Jahre) und Kohlenstoff 14 (C-14, Halbwertszeit 5.700 Jahre) enthalten sein.

- Alle weiteren Radionuklide (z. B. Strontium/Yttrium 90 (Sr-90/Y-90), Chlor 36 (Cl-36), Mangan 54 (Mn-54), alphastrahlende Radionuklide) werden in Summe einen Anteil von unter 10 % der Gesamtaktivität ausmachen.
- Kohlenstoff 14 (C-14) wurde im Primärkühlmittel während des Leistungsbetriebs gebildet und ist nur noch in wenigen Systemen in entsorgungsrelevanten Mengen vorhanden.
- Tritium (H-3) entsteht bei Spaltprozessen oder durch Neutroneneinfang. Es ist noch in Wasserkreisläufen, in Kontaminationen und im aktivierten Beton enthalten.
- Silber 110 (Ag-110, Halbwertszeit 249,8 Tage) entsteht durch Neutroneneinfang (Aktivierung der RDB-Deckeldichtung) und ist in Systemen, die mit Primärkühlmittel in Berührung gekommen sind, in geringen Mengen vorhanden.

- Antimon 125 (Sb-125, Halbwertszeit 2,8 Jahre) entsteht aus Aktivierung von Schmierstoffen im Primärkreis und ist im Primärkreis nur in geringen Mengen vorhanden. Antimon 124 (Sb-124) ist aufgrund seiner Halbwertszeit von 60,2 Tagen bei Beginn des Restbetriebs fast vollständig abgeklungen und somit vernachlässigbar.
- Alphastrahlende Radionuklide befinden sich noch in den BE und den SBS sowie in sehr geringem Umfang als Verunreinigungen im BE-Lagerbecken, im Reaktordruckbehälter und in den angeschlossenen Primärkreis- und Hilfssystemen.

Dementsprechend können als Folge von Stilllegung und Abbau im Wesentlichen nur folgende, in der Anlage verbliebene radioaktive Stoffe abgegeben werden:

- Radioaktive Aerosole mit der Fortluft (z. B. bei Dekontaminationsarbeiten oder Trennarbeiten). Diese enthalten hauptsächlich die Radionuklide Fe-55, Co-60, Ni-63 und Cs-137;
- C-14 und Tritium mit der Fortluft;
- Radioaktive Nuklide mit dem Abwasser.

Für die Bestimmung der Strahlenexposition des Personals und der Umgebung sind während des Restbetriebs die jeweils relevanten Radionuklide zu berücksichtigen. Der jeweils anzuwendende Nuklidvektor wird regelmäßig überprüft und angepasst. Sämtliche Maßnahmen im Rahmen des Strahlenschutzes orientieren sich an diesem Nuklidvektor.

Durch eine sorgfältige, an die jeweilige Aufgabe und den Anwendungsbereich angepasste radiologische Charakterisierung wird sichergestellt, dass vorliegende Aktivitäten zuverlässig erkannt werden. Der oben beschriebene, natürliche radioaktive Zerfall und die sich räumlich und im Verlauf des Abbaus auch zeitlich verändernden Nuklidverteilungen finden hierbei Berücksichtigung.

3.3.2 Brennelemente und Sonderbrennstäbe

Nach Einstellung des Leistungsbetriebs werden die Brennelemente aus dem Reaktor ausgeladen und in das BE-Lagerbecken gebracht. Das Aktivitätsinventar der Brennelemente und Sonderbrennstäbe wird zum Zeitpunkt des Abschaltens auf ca. $1 \text{ E}+19 \text{ Bq}$ geschätzt.

Die im BE-Lagerbecken lagernden BE und SBS werden so früh wie möglich aus dem Reaktorgebäude herausgebracht. Sie werden in Transport- und Lagerbehältern (CASTOR®-Behältern) in das vorhandene Standortzwischenlager BZD verbracht werden.

3.3.3 Aktivierte Anlagenteile

Während des Leistungsbetriebs wurden Anlagenteile durch Neutronenstrahlung aktiviert. Diese sind im Wesentlichen der RDB, die RDB-Einbauten und der Biologische Schild. Die aktivierten Reaktor- und Anlagenteile weisen 1 Jahr nach Reaktorabschaltung eine Gesamtaktivität von ca. $5,5 \text{ E}+16 \text{ Bq}$ auf. Dieser Wert resultiert aus konservativen Aktivierungsberechnungen, die spezifisch für KWG durchgeführt wurden.

In Abbildung 3-8 sind die berechneten Werte der Aktivierung für einzelne Bauteile des RDB, der RDB-Einbauten und für den Biologischen Schild zusammengestellt. Die Aktivierung wird von den Nukliden Co-60, Fe-55 und Ni-63 bestimmt. Zusätzlich trägt im aktivierten Beton des Biologischen Schields Eu-152 dominant zur Aktivität bei.

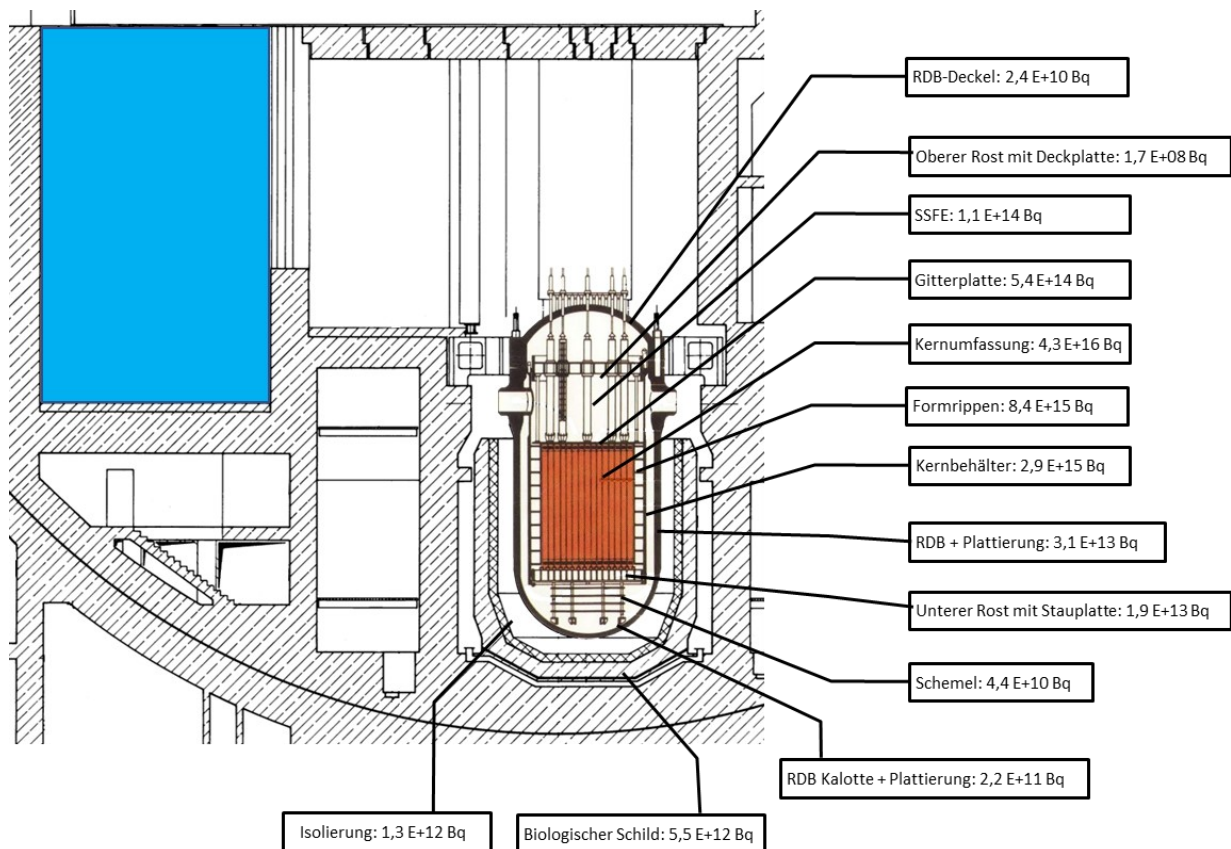


Abbildung 3-8: Übersicht der Ergebnisse der Aktivierungsberechnung: Gesamtaktivitäten für den RDB, die RDB-Einbauten und den Biologischen Schild (1 Jahr nach Abschalten der Anlage); Angaben in Becquerel (Bq)

3.3.4 Radioaktive Betriebsabfälle

Zum Zeitpunkt der Inanspruchnahme der 1. SAG können sich noch radioaktive Betriebsabfälle aus dem Leistungs- und Nachbetrieb am Standort KWG befinden (z. B. im Fasslager). Das Aktivitätsinventar dieser Betriebsabfälle beträgt ca. $4,0 \text{ E}+14 \text{ Bq}$ (Referenzzeitpunkt: 31.12.2018).

Auch im Restbetrieb werden radioaktive Betriebsabfälle anfallen, wie z. B. Verdampferkonzentrate oder Ionenaustauscherharze.

Radioaktive Betriebsabfälle werden in Abfallbehälter (z. B. MOSAIK®-Behälter) fachgerecht verpackt und in ein Zwischenlager zur Aufbewahrung verbracht.

3.3.5 Kontaminierte Anlagenteile

Anlagenteile, Systeme, Komponenten oder Gebäudestrukturen außerhalb des Kontrollbereichs sind grundsätzlich nicht kontaminiert.

Die meisten Außenoberflächen von Anlagenteilen, Systemen, Komponenten oder Gebäudestrukturen im Kontrollbereich sind nicht oder nur geringfügig kontaminiert. Die Kontamination ist durch luftgetragene Aktivität oder durch Leckagen erfolgt. In der Regel ist dies nicht-festhaftende Kontamination, die durch einfache Dekontaminationsmaßnahmen, wie z. B. Abwischen, beseitigt werden kann. Der Beitrag zum Aktivitätsinventar der Anlage ist gering und bewegt sich in der Größenordnung von $1 \text{ E}+12 \text{ Bq}$. Dieser Wert basiert auf der Bewertung der eigenen Datenbasis (Routinemessungen, Messungen der Arbeitsplatzüberwachung, etc.) sowie Erfahrungen vergleichbarer Anlagen mit vergleichbarer Betriebshistorie.

Kontaminationen an Innenoberflächen von Anlagenteilen sind dort vorhanden, wo diese von radioaktiven Betriebsmedien durchströmt wurden. Dies betrifft insbesondere den Primärkreis, ggf. anschließende Systeme sowie mit Primärkühlmittel beaufschlagte Hilfs- und Nebenanlagen. Es ist vorgesehen, wie in anderen vorhergehenden PEL-Abbauprojekten, eine Primärkreisdekontamination (Full System Decontamination, FSD) durchzuführen. Mit einer FSD wird die Kontamination an den Innenoberflächen des Primärkreises weitgehend chemisch entfernt und aus den Systemen ausgetragen. Diese ausgetragene Aktivität wird gebunden, in Abfallbehälter (z. B. MOSAIK®-Behälter) fachgerecht verpackt und in ein Zwischenlager zur Aufbewahrung verbracht.

Somit wird durch die FSD der radiologische Zustand der Anlage verbessert, so dass sich die Kollektivdosis für das bei Stilllegung und Abbau vor Ort tätige Personal deutlich reduziert. Erfahrungen aus anderen PEL-Abbauprojekten zeigen, dass mit der FSD die durchschnittliche Raumdosisleistung in den Dekontaminationsbereichen deutlich gesenkt werden konnte.

Für KWG wird durch die FSD ein Aktivitätsaustrag in der Größenordnung von ca. 90 % angestrebt.

Die nach Durchführung der FSD verbleibende Restkontamination der inneren Oberflächen verschiedener Systeme des Primärkreises ist nicht unmittelbar mobilisierbar.

3.3.6 Dosisleistung im Kontrollbereich

Das Niveau der Dosisleistung im Kontrollbereich des KWG (außer Sperrbereiche) liegt im überwiegenden Teil der Räume im Bereich von $1 \mu\text{Sv/h}$ oder weniger.

3.4 Radiologische Charakterisierung

Unter der radiologischen Charakterisierung wird die Feststellung des Zustands einer kerntechnischen Anlage insgesamt oder von Anlagenteilen hinsichtlich Kontamination, Aktivierung und Dosisleistung verstanden /5/.

Zur Vorbereitung der Stilllegung und insbesondere für die Planung und Durchführung des Abbaus einschließlich der Entsorgung des anfallenden Materials werden radiologische Daten und Informationen benötigt. Die radiologische Charakterisierung dient der Ermittlung dieser Daten, die den o. g. radiologischen Zustand der Anlage bzw. von Anlagenteilen beschreiben bzw. verifizieren. So werden mittels der radiologischen Charakterisierung u. a. Eingangsgrößen für die Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ oder für die strahlenschutztechnische Planung bestimmt.

3.4.1 Vorgehensweise

Die radiologische Charakterisierung in der Anlage erfolgt abgestuft.

Es werden Daten erhoben, die zur Festlegung der Abbaustrategie sowie zur Ermittlung des Mengengerüsts für die Entsorgung erforderlich sind (**radiologische Basischarakterisierung**). Hier werden Daten aus dem Leistungsbetrieb, Berechnungen und bereits vorliegende Informationen (z. B. Daten aus dem radiologischen Arbeitsschutz) herangezogen. Die Ergebnisse der Basischarakterisierung bildeten die Grundlagen dieses Sicherheitsberichts.

Aufbauend auf der Basischarakterisierung wird der radiologische Zustand eines Raumbereichs, des Systems bzw. des abzubauenen Anlagenteils in der Regel vor dem Beginn von Demontagemaßnahmen durch Messprogramme weiter bestimmt (**radiologische Detailcharakterisierung**). Diese radiologische Charakterisierung erfolgt hauptsächlich durch die Entnahme und anschließende Messung von Materialproben (Beprobung). Art und Umfang an benötigten Messungen und Probenahmen werden durch das Charakterisierungsziel, d. h. die geplante Verwendung der Daten, wie beispielsweise für die Ermittlung und/oder Bestätigung von Nuklidvektoren, zum Festlegen der Entsorgungswege, zur Festlegung erforderlicher Dekontaminationsmaßnahmen, zur Strahlenschutzplanung für den Abbau, festgelegt.

3.4.2 Ablauf der radiologischen Detailcharakterisierung

Die Probenahme (Beprobung) ist ein wesentliches Element der radiologischen Detailcharakterisierung. Abbildung 3-9 stellt die grundsätzliche Vorgehensweise zur Beprobung dar.

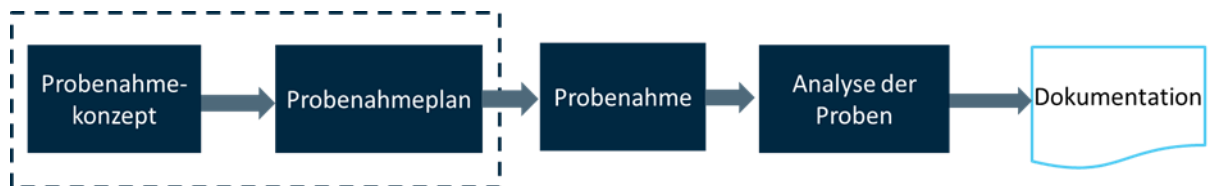


Abbildung 3-9: Ablauf der radiologischen Beprobung

Grundlegender erster Schritt ist die Abstimmung eines Probenahmekonzepts zwischen den beteiligten Organisationseinheiten Strahlenschutz, Entsorgung sowie nach Bedarf Technik/Rückbau und Betrieb, d. h. die Abstimmung der Zielsetzung der radiologischen Charakterisierung und wesentlicher Rand- und Rahmenbedingungen zur Durchführung der radiologischen Charakterisierung.

Ausgangspunkt bei der Erstellung des Probenahmeplans ist die Zusammenstellung und Bewertung vorliegender Informationen und Kenntnisse zum zu charakterisierenden Raumbereich, System bzw. Anlagenteil. So werden grundlegende Daten zur erwarteten Kontamination bzw. Aktivierung u. a. aus der Basischarakterisierung, der Anlagenfahrweise, aus der FSD, der komponentenspezifischen Verfahrenstechnik sowie den eingesetzten Werkstoffen der Komponenten abgeleitet und in die Bewertung einbezogen. Ebenfalls in die Bewertung mit einbezogen werden existierende Ergebnisse von Messungen und Probenahmen sowie die Zugänglichkeit des zu charakterisierenden Bereichs bzw. Anlagensystems.

Durch eine Berücksichtigung aller relevanter Einflussfaktoren auf das radiologische Bild der entsprechenden Systeme, Teilsysteme und Komponenten bzw. Gebäudeteile ist eine abdeckende, jedoch auf das Notwendige beschränkte Probenahme möglich, auch um die Strahlenexposition des mit den Probenahmen und Messungen betrauten Personals so gering wie möglich zu halten.

Basierend auf diesen Betrachtungen werden die Anzahl und Arten der Messungen und zu entnehmenden Proben sowie die Orte der Probenahme und Messungen im Probenahmeplan festgelegt und die Messungen und Probenahmen an den festgelegten Orten durch qualifiziertes Personal durchgeführt.

3.4.3 Mess- und Beprobungsmethoden

Für die radiologische Charakterisierung der Anlage kommen u. a. folgende Mess- und Beprobungsmethoden zum Einsatz:

- Dosisleistungsmessungen,
- Kontaminationsbestimmung mittels Wischtestnahmen und Direktmessungen,
- Gammaskopimetrische In-Situ-Messungen,
- Entnahmen von Materialproben mit anschließender radiologischer Auswertung.

Dosisleistungsmessungen, Direktmessungen und gammaskopimetrische In-Situ-Messungen werden direkt vor Ort durchgeführt. Wischtests und Materialproben werden vor Ort genommen und in Laboren oder an Messplätzen ausgewertet.

Für die Durchführung von Messungen werden die im KWG üblichen und bewährten Messverfahren und mit den jetzt schon für diese Messzwecke geeigneten Messgeräten durchgeführt. Darüber hinaus können bisher im KWG nicht eingesetzte Messverfahren und -geräte zum Einsatz kommen, wenn ihre Einsatzreife vorab nachgewiesen wurde.

Die Messungen und die Probenauswertungen erfolgen ausschließlich mit qualifizierten Messgeräten, die einer Inbetriebsetzungsprüfung unterzogen und wiederkehrend geprüft werden. Werden Proben durch externe Labore ausgewertet, erfolgen diese bei einem akkreditierten Labor oder bei einem Labor, das durch eine atomrechtliche Aufsichtsbehörde akzeptierte, qualitätsgesicherte Messverfahren einsetzt.

Dosisleistungsmessungen

Dosisleistungsmessungen werden u. a. durchgeführt:

- in Räumen,
- an Rohrleitungen und sonstigen Komponenten von Systemen.

Dosisleistungsmessungen erfolgen sowohl raum- als auch systembezogen. Damit wird das Dosisleistungsniveau in den Räumen, Raumbereichen, an Systemen, Komponenten und Gebinden ermittelt. Die Dosisleistungsmessungen dienen somit u. a. der Verifizierung der Klassifikation der Räume des Kontrollbereichs, der Dosisabschätzung sowie der Festlegung strahlenschutztechnischer

Maßnahmen, wie z. B. dem Anbringen von Abschirmungen oder Aufenthaltsbeschränkungen. Sie können auch zur Bestimmung von Probenahmeorten herangezogen werden.

Kontaminationsbestimmung

Kontaminationen werden über Direktmessung, Wischtests, gammaspektrometrischer In-situ-Messungen oder durch die Entnahme und anschließende Messung von Materialproben bestimmt. Hieraus werden Informationen über die Höhe, ggf. nuklidspezifische Zusammensetzung, räumliche Verteilung der Kontamination

- bei Oberflächen in Räumen einschließlich den äußeren Oberflächen von Systemen und
- bei inneren Oberflächen von Systemen

ermittelt.

Die Bestimmung der Kontamination auf äußeren Oberflächen (Wände, Böden, Decken und Systeme) erfolgt mittels Direktmessung, Wischtests, gammaspektrometrischer In-situ-Messungen oder Materialproben.

Die Bestimmung der Kontamination auf den inneren Oberflächen von Systemen basiert in der Regel auf der Beprobung der Systeme (Materialproben). Sofern die inneren Oberflächen der Systeme direkt zugänglich sind (z. B. Revisionsklappen, geöffnete Komponenten und Rohrleitungen), können auch Wischtests genutzt werden.

Die Direktmessungen der Kontamination (z. B. mittels Oberflächenkontaminationsmonitor) erfassen sowohl festhaftende als auch abwischbare Kontamination. Für die Messung muss die Oberfläche des zu messenden Anlagenteiles gut zugänglich sein und die Untergrundstrahlung muss hinreichend gering sein. Zwischen der Detektorfläche und der zu messenden Oberfläche muss ein definierter Abstand eingehalten werden.

Wischtests erfassen ausschließlich abwischbare Kontamination, d. h. von leicht mobilisierbarer Aktivität. Es wird damit die Höhe und bei Bedarf die nuklidspezifische Zusammensetzung der abwischbaren Kontamination bestimmt.

Festhaftende Kontamination wird mittels Materialproben bestimmt.

Gammaspektrometrische In-situ-Messungen

Gammaspektrometrische In-situ-Messungen können raumbezogen für Räume oder Raumbereiche, systembezogen für Teile eines Systems (z. B. Behälter, Pumpen) sowie für Bodenflächen durchgeführt werden. Neben der Ermittlung der Oberflächenkontamination bzw. der spezifischen Aktivität (Aktivierung) besteht das Ziel der Messungen in der Angabe des Aktivitätsverhältnisses zwischen einzelnen Radionukliden wie z. B. der beiden erwarteten Schlüsselnuclide Co-60 und Cs-137, die sich gammaspektrometrisch messen lassen.

Mit gammaspektrometrischen In-situ-Messungen werden festhaftende und leicht mobilisierbare Aktivität gleichzeitig gemessen.

Entnahme von Materialproben mit anschließender radiologischer Auswertung

Materialproben sind Proben z. B. von Komponenten, Gebäudestrukturen, Schüttgütern, Schlämmen, Sedimenten oder Flüssigkeiten. Die Probenahme erfolgt unter Anwendung bewährter Probenahmeverfahren, deren Eignung bei der Charakterisierung in kerntechnischen Anlagen oder anderen PEL-Projekten nachgewiesen wurde.

Von Komponenten (z. B. Behälter, Rohrleitungen, Kabel) können als Probe ganze Materialstücke herausgesägt oder anderweitig herausgetrennt werden. Ebenso ist es möglich, kleinere Teile (z. B. Bauteile einer Armatur) als Materialprobe zu verwenden. Weitere Möglichkeiten für die Probennahme an Komponenten sind Materialproben z. B. als Kratz-, Bohrspan- oder Fräspanproben.

An Gebäudestrukturen werden meist Stocker- oder Bohrmehlproben genommen. Beim Stockern wird mit einem sogenannten Stockermeißel Material von der Oberfläche gelöst (abgestockert) und als Probe aufgefangen. Sollen Proben aus tieferen Schichten gewonnen werden, kann das z. B. durch Kernbohrungen realisiert werden. Vom Bohrkern wird dann ein Teil herausgesägt und als Materialprobe verwendet. Ebenso können einfache Bohrungen zur Probengewinnung genutzt werden. Dabei wird das Bohrmehl als Probe aufgefangen.

Bei der Beprobung von Schmelzen, Schüttgütern, Schlämmen, Flüssigkeiten o. ä. wird eine festgelegte Materialmenge als Probe entnommen.

Materialproben werden meist gammaspektrometrisch ausgewertet. Das Messprinzip ist dasselbe wie bei gammaspektrometrischen In-situ Messungen, jedoch erfolgt die Messung in einem Messlabor.

4. ARBEITSBEREICHE, VERFAHREN UND ABBAUEINRICHTUNGEN

4.1 Arbeitsbereiche

4.1.1 Allgemeines

Das Abbaukonzept sieht vor, dass in verschiedenen Bereichen des KWG (Räume und Raumbereiche unterschiedlicher Gebäude- und Gebäudeteile) gleichzeitig und unabhängig voneinander Abbau-tätigkeiten stattfinden.

Für den zielgerichteten Umgang mit Reststoffen, aus- bzw. abgebauten Anlagenteilen und Abfällen ist in Abhängigkeit ihres Entsorgungsziels der Aufbau einer hierfür geeigneten Infrastruktur der betrieblichen Reststoffbearbeitung, Abfallkonditionierung sowie für zugehörige Messungen erforderlich. Entsprechende Einrichtungen sind z. B.:

- Anlagen und Werkzeuge zur Nachzerlegung,
- Anlagen zur Dekontamination,
- Anlagen zum Verpressen,
- Anlagen zur Trocknung von Reststoffen und Gebinden sowie
- Bereiche für die Orientierungs- und Entscheidungsmessungen für die Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/.

Zur Erfüllung dieser Aufgaben wird zunächst die am Standort KWG bereits vorhandene Infrastruktur, wie beispielsweise Räumlichkeiten und Einrichtungen, weitergenutzt. Zusätzlich ist eine Erweiterung (Aus- und Aufbau) der Infrastruktur mit neuen Einrichtungen und Raumbereichen vorgesehen. Zur Gewinnung der dafür benötigten Flächen werden ausgewählte Raumbereiche in ihrer Nutzung geändert und ihren neuen Aufgaben angepasst.

Die hiermit verbundenen Nutzungsänderungen schließen die Schaffung von Pufferlagerflächen, den Um- bzw. Ausbau von Transportwegen sowie die Einrichtung und Umwidmung betrieblicher Strahlenschutzbereiche mit ein. Die wesentlichen erforderlichen Arbeitsbereiche sind:

- Zerlegeplätze,
- Bereiche zur Dekontamination,
- Bereiche zur Konditionierung,

- Bereiche für Radioaktivitätsmessungen und
- Pufferlager.

4.1.2 Reststoffbehandlungszentrum

Bei der Nutzungsänderung von Raumbereichen für den zielgerichteten Umgang mit Reststoffen, aus- bzw. abgebauten Anlagenteilen und Abfällen wird eine optimierte Reststoffbearbeitung verfolgt, die mit dem sog. „Reststoffbehandlungszentrum (RBZ)“ umgesetzt wird.

Das RBZ wird in den bestehenden Gebäuden eingerichtet. Es verteilt sich im Wesentlichen auf Raumbereiche im Reaktorgebäude, im Reaktorgebäude-Ringraum, im Reaktorhilfsanlagengebäude und im Abfallkonditionierungsgebäude.

Bereits am Abbauort und an den Plätzen der manuellen Nachdemontage und Nachzerlegung des RBZ erfolgt eine Sortierung nach Materialgruppen (z. B. Metalle, Beton, sonstige Materialien) und/oder nach Entsorgungszielen.

Die zentralen Einrichtungen des RBZ sollen verschiedene Stationen enthalten, denen jeweils eigene Aufgaben zugewiesen sind. Folgende Stationen sind u. a. vorgesehen:

- manuelle Nachdemontage,
- thermische und mechanische Nachzerlegung,
- Sortierung,
- Nassdekontamination,
- Trockendekontamination,
- Betonbrecher,
- Kabelschredder,
- Orientierungsmessung,
- Entscheidungsmessung,
- Verpresseinrichtungen,
- Fasstrocknung,
- Einrichtungen zur Handhabung und Verpackung von radioaktivem Abfall.

Die konkrete Ausgestaltung des RBZ wird entsprechend den zur Verfügung stehenden Flächen, der logistischen Anbindung an die Abbaubereiche und dem Abbaufortschritt gewählt. Ziel ist es, die Transportwege und Handhabungen hinsichtlich der daraus resultierenden Strahlenexpositionen zu optimieren.

Frei werdende Raumbereiche können für die Einrichtungen des RBZ umgenutzt werden.

Korrespondierend mit dem Abbaufortschritt werden die Einrichtungen der betrieblichen Reststoffbearbeitung und -entsorgung in ihrer Kapazität angepasst, den logistischen Erfordernissen entsprechend umgesetzt und zum Ende des Abbaus wieder abgebaut.

Bei allen Nutzungsänderungen und sonstigen Veränderungen von Raumbereichen werden die Belange des Strahlenschutzes, der Arbeitssicherheit, des Brand- und Umweltschutzes sowie der Baustatik entsprechend den jeweils gültigen gesetzlichen und technischen Vorschriften und Regelungen berücksichtigt.

4.1.3 Zerlegeplätze

In der Regel werden die verschiedenen Komponenten der Anlage vor Ort demontiert und zerlegt. Soweit erforderlich werden sie an speziell eingerichteten Zerlegeplätzen nachdemontiert bzw. nachzerlegt.

Die Zerlegeplätze verfügen bedarfsgerecht über Einrichtungen, wie z. B.:

- Zerlegewerkzeuge, z. B. Sägen, Schneidbrenner,
- Einhausungen,
- Absaugungen,
- mobile Überwachung der Raumluft und der Dosisleistung in den Arbeitsbereichen,
- Hebezeuge,
- Material- und Personenschleusen an den Zerlegeplätzen.

Bei der Zerlegung wird darauf geachtet, dass durch geeignete Maßnahmen die Strahlenexposition des Personals so gering wie möglich gehalten wird.

Der Bereich, in dem eine Zerlegung durchgeführt wird, wird nach Bedarf gegenüber angrenzenden Bereichen abgeschirmt (z. B. durch eine Abschirmwand) und lüftungstechnisch abgetrennt. Sofern durch das jeweilige Trennverfahren Aerosole gebildet werden können, kommen zusätzlich mobile Filteranlagen zum Einsatz. Bereiche für eine Nachzerlegung befinden sich z. B. im Reaktorhilfsanlagengebäude.

Ein Sonderfall sind die aktivierten Komponenten. Diese werden teilweise fernhantiert bzw. fernbedient unter Wasser zerlegt. Für die Nachzerlegung unter Wasser stehen der RDB, die Reaktorgrube, der Abstellraum, das BE-Lagerbecken und das Behälterbeladebecken zur Verfügung. Soweit BE und SBS noch vorhanden sind, wird die Rückwirkungsfreiheit auf diese gewährleistet.

4.1.4 Bereiche zur Dekontamination

Für die Reinigung kontaminierter Komponenten werden im RBZ zusätzlich zu den in der Anlage bereits vorhandenen Einrichtungen weitere Dekontaminationsanlagen zur Nass- und Trockendekontamination installiert. Bei der Positionierung der Einrichtungen sollen lange Transportwege vermieden sowie ein störungsfreier Materialfluss gewährleistet werden.

Unterschieden nach den durchzuführenden Aufgaben können folgende Dekontaminationsbereiche eingerichtet werden:

- Bereiche für die begleitende Dekontamination bei den Abbau- und Demontagearbeiten,
- Bereiche für die Dekontamination ausgebauter Teile,
- Bereiche für die Dekontamination von Gebäudestrukturen.

Die Bereiche zur Dekontamination verfügen bei Bedarf über Einrichtungen, wie z. B.:

- Dekontaminationswerkzeuge, z. B. chemische oder mechanische Dekontaminationseinrichtungen,
- Einhausungen,
- Absaugungen,
- mobile Überwachung der Raumluft und der Dosisleistung in den Arbeitsbereichen,
- Hebezeuge,
- Material- und Personenschleusen.

4.1.5 Bereiche zur Konditionierung

In diesen Bereichen wird eine Konditionierung von radioaktiven Abfällen vorgenommen. Konditionierungsmaßnahmen sind z. B. Trocknen, Verpressen, Zementieren und Verpacken.

Für die Installation und den Betrieb von erforderlichen Hilfseinrichtungen werden Räume und Raumbereiche des Reaktorgebäudes, des Reaktorhilfsanlagengebäudes und des Abfallkonditionierungsgebäudes genutzt.

Es besteht die Möglichkeit, Abfälle am Standort KWG oder extern zu konditionieren. Für die Konditionierung am Standort KWG werden eigene Konditionierungseinrichtungen oder mobile Anlagen von externen Dienstleistern genutzt.

Die aktivierten Reaktordruckbehältereinbauten werden vorrangig unter Wasser zerlegt und in Abfallbehälter eingebracht. Alternativ werden Einsatzkörbe mit Zerlegeteilen mit entsprechender Abschirmtechnik (z. B. Abschirmglocke) trocken in Abfallbehälter eingebracht.

4.1.6 Bereiche für Radioaktivitätsmessungen

Hierzu gehören Raumbereiche, in denen notwendige Messungen zur Aktivitäts- bzw. zur Kontaminationsbestimmung durchgeführt werden, z. B. zur Steuerung des Materialflusses. Bei der Auswahl der Raumbereiche wird darauf geachtet, dass die Untergrundstrahlung die vorzunehmenden Messungen nicht unzulässig beeinträchtigt.

Es wird unterschieden zwischen Raumbereichen für Freigabemessungen, Raumbereichen für Orientierungs- oder Kontrollmessungen und Raumbereichen für den Laborbetrieb, wie beispielsweise zur Auswertung von Proben.

4.1.7 Transportwege

Für den Transport von abgebauten Anlagenteilen, radioaktiven Reststoffen und radioaktiven Abfällen innerhalb der Gebäude des KWG werden die vorhandenen Transportwege genutzt, angepasst oder es werden ggf. neue Transportwege eingerichtet. Die Transporte auf dem Betriebsgelände erfolgen auf den vorhandenen Transportwegen, die ggf. auch angepasst werden, und auf befestigten Flächen. Bevorzugt werden vorhandene Einrichtungen unter Berücksichtigung geänderter Randbedingungen weiter genutzt.

Für Transporte im Kontrollbereich des KWG sowie bei der Handhabung von radioaktiven Reststoffen außerhalb des Kontrollbereichs KWG im Rahmen des Freigabeverfahrens werden geeignete Behältnisse und Transporthilfsmittel verwendet (z. B. auch Mulden, Fässer, BigBags, Presstrommeln).

Für die mit radioaktiven Abfällen oder radioaktiven Reststoffen beladenen Behälter, welche nach Beladung auf öffentlichen Straßen transportiert werden sollen, gelten die Anforderungen nach dem Transportrecht wie u. a. GGVSEB /12/. Gleiche Anforderungen gelten auch für den An- bzw. Abtransport von mobilen Einrichtungen zur Konditionierung zum bzw. vom KWG.

4.1.8 Pufferlagerung

Neben den bereits im KWG für die betriebliche Lagerung von radioaktiven Stoffen vorhandenen Räumen und internen Lägern werden für Stilllegung und Abbau zusätzlich weitere Pufferlagerflächen innerhalb und außerhalb des Kontrollbereichs eingerichtet. Diese Pufferlagerflächen werden u. a. erforderlich und zur temporären Unterbringung genutzt:

- zum Abstellen von Material, das nicht sofort zum nächsten Arbeitsbereich weitertransportiert werden kann oder soll,
- zur Bildung von Chargen zur Vorbereitung des Transports zur externen Behandlung bzw. Konditionierung,
- zur Lagerung von Gebinden, Behältern und temporär nicht benötigtem Demontageequipment,
- zur getrennten Lagerung von Reststoffen nach Erfordernissen des Freigabeprozesses,
- zur Transportbereitstellung.

Bei der Pufferlagerung werden die vom Strahlenschutz für die jeweiligen Lagerflächen vorgegebenen radiologischen Randbedingungen (z. B. Dosisleistungs- und Kontaminationsrichtwerte) sowie die Vorgaben, welche radioaktiven Reststoffe und Abfälle gelagert werden dürfen, eingehalten. Die Pufferlagerung erfolgt unter Beachtung der KTA 3604 /13/.

Pufferlagerflächen im Überwachungsbereich werden im erforderlichen Umfang eingerichtet. Die Pufferlagerung außerhalb des Kontrollbereichs erfolgt in geeigneten Verpackungen, die den für das jeweilige Material notwendigen Schutz (z. B. Schutz vor Kontaminationsverschleppung, Querkontamination, Witterung, Zugriff Unbefugter) gewährleisten.

Durch die Pufferlagerung von und den Umgang mit radioaktiven Stoffen sowie durch Transport- und Bereitstellungsvorgänge im Überwachungsbereich während des Restbetriebs und des Abbaus resultiert eine zusätzliche Direktstrahlung. Um die Einhaltung des Grenzwerts für die Exposition der Bevölkerung gemäß § 80 StrlSchG /2/ sicherzustellen, werden geeignete Maßnahmen wie die Nutzung von Abschirmungen, die Einhaltung von Abständen oder die optimierte Aufstellung von Gebinden und Behältern auf den Pufferlagerflächen durchgeführt.

Eine mögliche Anordnung potenzieller Pufferlagerflächen im Überwachungsbereich ist Abbildung 4-1 zu entnehmen.

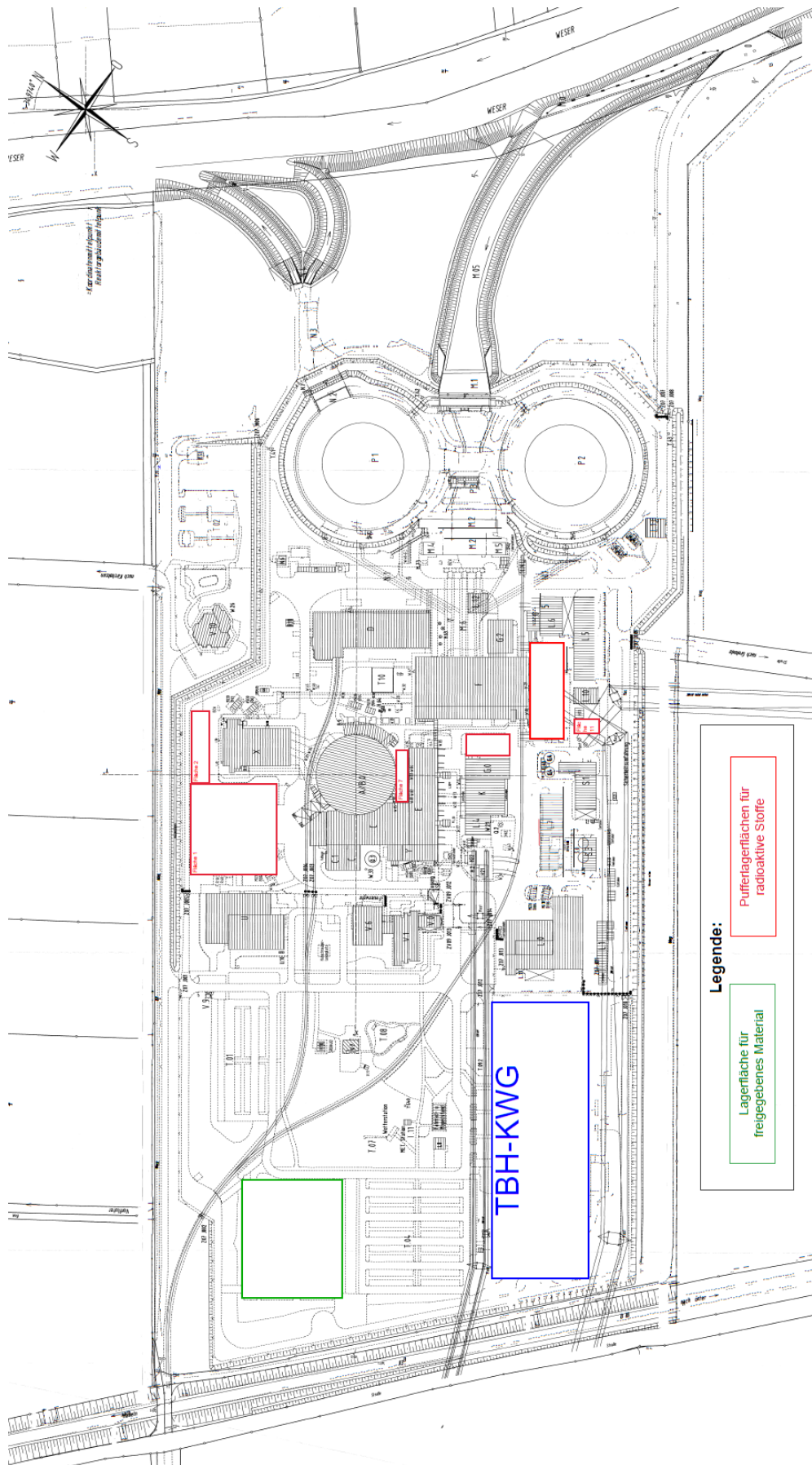


Abbildung 4-1: Potenzielle Pufferlagerflächen im Überwachungsbereich KWG

4.1.9 Zwischenlagerung

Radioaktive Abfälle des KWG werden gelagert

- in internen Lägern,
- in der geplanten TBH-KWG,
- in externen Zwischenlagern wie z. B. dem Abfalllager Gorleben (AZG, früher ALG), dem Transportbehälterlager Ahaus (AZA, früher TBL-Ahaus) und dem Lager Unterweser für radioaktive Abfälle (AZU 1, ehemals LUnA).

Die radioaktiven Abfälle müssen den geltenden Annahmebedingungen der jeweiligen Lager entsprechen. Bei der innerbetrieblichen Lagerung radioaktiver Stoffe ist die KTA 3604 /13/ zu beachten.

Bei Transporten zu externen Lägern müssen die Abfälle zudem zum Zeitpunkt des Abtransports den Anforderungen des Transportrechts GGVSEB /12/ entsprechen.

4.2 Zerlege-, Dekontaminations- und Konditionierungsverfahren

Für Zerlegung, Dekontamination und Konditionierung von Anlagenteilen aus kerntechnischen Anlagen stehen verschiedene Verfahren zur Verfügung, welche bereits eine Einsatzeignung im Abbau von kerntechnischen Anlagen (insbesondere anderen PEL Abbauprojekten) bewiesen haben. Diese Verfahren sind langjährig bewährt und entsprechen dem Stand der Technik. Neuartige und weiterentwickelte Verfahren und Gerätetechnik werden erst dann eingesetzt, wenn ihre Einsatzeignung unter Berücksichtigung der für die Tätigkeiten relevanten Schutzziele vorab nachgewiesen werden konnte.

Die Verfahren werden entsprechend der jeweiligen Aufgabe im Wesentlichen nach folgenden Auswahlkriterien gewählt:

- Strahlenexposition des Personals,
- Freisetzung von Aktivität,
- Zeitbedarf für die Durchführung,
- Anfall von Sekundärabfall,
- Dekontaminierbarkeit der Werkzeuge,

- örtliche Gegebenheiten,
- Effizienz und Ressourceneinsatz.

Es besteht die Möglichkeit, Zerlege-, Dekontaminations- und Konditionierungsschritte extern durchführen zu lassen.

4.2.1 Zerlegeverfahren

Im Folgenden werden die wichtigsten Verfahren beschrieben, die zu Trennzwecken zum Einsatz gebracht werden können. Welches Verfahren im jeweiligen Fall das geeignetste ist, wird im Einzelfall entschieden. Zusätzlich zu den oben genannten Kriterien können folgende Auswahlkriterien entscheidend sein:

- Eignung für Nass- oder Trockenzerlegung,
- Eignung für Fernhantierung bzw. Fernbedienung,
- Raumbedarf,
- Werkzeugverschleiß.

Mechanische Zerlegeverfahren

Mechanische Zerlegeverfahren beruhen auf dem mechanischen Trennen des zu zerlegenden Materials. Die beim Trennen entstehenden Partikel (Späne, Stäube, ggf. Aerosole) sind leicht durch Abscheider/Filter aufzufangen. Der Anwendungsbereich mechanischer Zerlegeverfahren umfasst alle Materialien gleichermaßen, insbesondere Metalle und Baustrukturen.

Zu den mechanischen Verfahren zählen z. B.:

- Sägen (z. B. Bügel-, Stich-, Kreis-, Seil-, Ketten-, Bandsägen),
- Fräsen,
- Scheren (z. B. Trennscheren, Rohrscheren, Nibbeln, hydraulische Zangen),
- Schneiden (z. B. Wasserabrasivstrahlschneiden),
- Meißeln,
- Bohren, Kernbohren.

Bestimmte mechanische Trennverfahren können bei komplizierten Geometrien unter Umständen nicht eingesetzt werden oder erlauben nur eine geringere Schnittgeschwindigkeit im Vergleich zu thermischen Trennverfahren.

Thermische Zerlegeverfahren

Beim thermischen Zerlegen wird das zu zerlegende Material an der Trennstelle aufgeschmolzen. Thermische Zerlegeverfahren zeichnen sich durch hohe Schnittgeschwindigkeiten, geringe Rückstellkräfte und universelle Anwendbarkeit (auch bei geringem Raumangebot) aus. Zu beachten sind bei diesem Verfahren die erforderlichen Schutzmaßnahmen bei Aerosolbildung sowie die speziellen Anforderungen des Brandschutzes sowie die Bildung von ggf. giftigen Gasen oder Dämpfen.

Zu den erprobten und gängigen thermischen Zerlegverfahren zählen z. B.:

- Autogenbrennschneiden,
- Plasmaschmelzschneiden,
- Laserschneiden,
- Kontakt-Lichtbogen-Metall-Schneiden,
- Elektroerodieren,
- Sprengen.

4.2.2 Dekontaminationsverfahren

Kontaminationen sind Verunreinigungen an der Oberfläche von Materialien durch radioaktive Stoffe. Durch geeignete Dekontaminationsverfahren lassen sich diese Verunreinigungen vom Trägermaterial entfernen und eine Reduzierung des anfallenden radioaktiven Abfalls erzielen.

Dekontamination wird eingesetzt, um die Strahlenexposition des beim Abbau eingesetzten Personals zu minimieren, um Kontaminationsverbreitungen zu verhindern oder um abgebaute kontaminierte Materialien für die weitere Entsorgung, beispielsweise zur Freigabe, vorzubereiten.

Welches Verfahren angewendet wird, wird im Einzelfall entschieden. Es werden zusätzlich zu den eingangs genannten Kriterien folgende Auswahlkriterien berücksichtigt:

- Materialart,
- Höhe und Art der Kontamination,
- Dekontaminationsziel,
- Zugänglichkeit der zu reinigenden Oberfläche,
- Strahlenschutz bei der Durchführung.

Mechanische Dekontaminationsverfahren

Bei mechanischer Dekontamination erfolgt die Reinigungswirkung durch eine direkte Bearbeitung der kontaminierten Oberfläche mit einem geeigneten Werkzeug. Mechanische Dekontaminationsverfahren setzen eine gute Zugänglichkeit der zu dekontaminierenden Bereiche voraus. Sie sind relativ einfach anwendbar und es fallen in der Regel leicht handhabbare Sekundärabfälle an. Je nach Verfahren sind relativ geringe Materialabträge (z. B. Wischen) bis relativ hohe Materialabträge (Strahlverfahren) erzielbar. Folgende Techniken werden unter anderem zum Einsatz gebracht:

- Abwischen,
- mechanische Bearbeitung wie z. B. Bürsten, Fräsen, Schaben, Raspeln, Schmirgeln, Schleifen von Oberflächen,
- Absaugen,
- Hochdruckreinigen, z. B. mittels Wasser, Dampf oder Trockeneis,
- Strahlen mit festen abrasiven Mitteln (z. B. Sand oder Stahlkörner).

Chemische Dekontaminationsverfahren

Bei der chemischen Dekontamination wird das kontaminierte Material mit geeigneten Stoffen in Verbindung gebracht, um über chemische Reaktionen eine Dekontamination zu erreichen. Die chemische Dekontamination kann für Anlagenteile oder geschlossene Systeme eingesetzt werden. Es sind Bereiche von Anlagenteilen dekontaminierbar, die mit mechanischen Verfahren nicht ohne Weiteres zugänglich sind (z. B. Innenoberflächen von Armaturen).

Es können verschiedene Dekontaminationsverfahren eingesetzt werden, die durch chemische Reaktion eine Dekontamination bewirken:

- elektrochemische Verfahren (z. B. Elektropolieren),
- Tauchbäder mit chemischen Zusätzen (Lösungsmittel, Laugen, Säuren, Komplexbildner),
- Dekontamination mit Oxidations-/Reduktionsmitteln.

Einschmelzen von metallischen Materialien zur Dekontamination

Beim Einschmelzen von metallischen Reststoffen (z. B. Metallschrott oder Blei) erfolgt die Dekontamination während des Schmelzvorgangs durch nuklidspezifische Partitionierung, d. h. die Radionuklide gehen aufgrund verschiedener physikalischer und chemischer Vorgänge in die unterschiedlichen Fraktionen (Schmelze/Produktmetall, Schlacke, Stäube bzw. Abluft) über. Die aus der Schmelze entstehenden Gießlinge können in der Regel freigegeben werden. Die entstehenden Prozessabfälle (Schlacken, Filterstäube, Filter) werden aufgrund der Aufkonzentration der Radioaktivität als radioaktiver Abfall entsorgt.

Das Einschmelzen von Metallschrott wird in der Regel bei einem externen Dienstleister durchgeführt.

Weitere Dekontaminationsverfahren

Neben den genannten Verfahren haben folgende Dekontaminationsverfahren praktische Bedeutung:

- Ultraschallreinigung,
- Abschälen von Kabelisolierungen,
- Schreddern und Separieren von Materialfraktionen.

Diese Dekontaminationsverfahren können Vorteile bei der Dekontamination schwer zugänglicher Stellen bieten.

4.2.3 Konditionierungsverfahren

Unter Konditionierung versteht man die Herstellung von Abfallgebinden durch Behandlung und/oder Verpackung des radioaktiven Abfalls. Wenn es unter radiologischen Gesichtspunkten und Aspekten der Effizienz und des Ressourceneinsatzes nicht sinnvoll ist, die abgebauten Materialien zu dekontaminieren, um sie freizumessen, oder diese Materialien der Verwertung oder Wiederverwendung zuzuführen, muss das Material als radioaktiver Abfall behandelt und entsorgt werden.

Ziel ist es, bei der Konditionierung das Volumen der radioaktiven Abfälle zu minimieren und die Abfälle fachgerecht zu verpacken unter Berücksichtigung der Annahmebedingungen des jeweiligen Lagers und bei einem Transport auf öffentlichen Verkehrswegen unter Berücksichtigung der Vorgaben des Transportrechts.

Die Arbeiten zur Konditionierung umfassen die Behandlung der radioaktiven Abfälle und die Verpackung in geeigneten Abfallbehältern. Die Konditionierungskampagnen können am Standort KWG oder bei externen Dienstleistern durchgeführt werden. Für die Konditionierung am Standort KWG werden eigenen Konditionierungseinrichtungen oder mobile Anlagen von externen Dienstleistern genutzt.

Insbesondere können folgende Konditionierungsverfahren eingesetzt und ggf. auch miteinander kombiniert werden:

Verpressung

Mit der Verpressung wird eine Volumenreduzierung erreicht. Feste Abfälle (z. B. Isolierungen, Metallschrotte, Kunststoffe) werden z. B. in Presstrommeln verfüllt und anschließend unter hohem Druck verpresst. Die daraus entstehenden Presslinge werden in Abfallbehälter fachgerecht verpackt.

Entwässerung/Trocknung/Zementierung

Trocknungsverfahren werden bei der Behandlung von feuchten radioaktiven Abfällen eingesetzt, um sicherzustellen, dass Korrosion, biologische Prozesse (z. B. Gärung) oder Gasbildung (z. B. Wasserstoff) bei einer längeren Lagerung in Abfallbehältern ausgeschlossen sind. So werden nach einer Konditionierung von festen Abfällen durch Verpressen noch feuchte Presslinge getrocknet.

Ebenso werden flüssige radioaktive Abfälle (wie z. B. Schlämme, Verdampferkonzentrate, Filterkonzentrat, Ionenaustauscherharze) und feuchte abrasive Mittel (z. B. Schleifmittel) entwässert und getrocknet. Dies kann in mobilen oder fest installierten Einrichtungen am Standort oder auch extern in dafür zugelassenen Konditionierungsstätten durchgeführt werden.

Das Zementierungsverfahren kann eingesetzt werden, um z. B. Schlämme, Verdampferkonzentrate, Filterkonzentrat oder Ionenaustauscherharze mit dem Ziel einer fachgerechten Verpackung mit Zement zu vermengen und zu verfestigen.

Die Zementierung dient gleichfalls zum Fixieren und zur sicheren Einbettung von radioaktivem Abfall in einem Behälter. Hier wird mit speziellen Verfahren der radioaktive Abfall in einem Behälter in einer Zement-Matrix (Beton) eingebunden (z. B. zur Fixierung von Fässern in Behältern).

Verbrennung

Für brennbare radioaktive Abfälle (z. B. Schutzkleidung, Reinigungsmaterialien und Folien) stehen externe Verbrennungsanlagen mit entsprechenden Genehmigungen zur Verfügung. Die bei der Verbrennung erzeugten Rückstände (z. B. Aschen und Filterstäube) werden z. B. in Presstrommeln verpackt und anschließend unter hohem Druck verpresst. Die Presslinge werden in einen Abfallbehälter fachgerecht verpackt.

Brechen

Mit dem Brechen werden mineralische Materialien (z. B. Bohrkern) in definierte Korngrößen gebracht. Der radioaktiv belastete Bauschutt wird zur Resthohlraumverfüllung von Abfallbinden verwendet.

Weitere Konditionierungsverfahren

Als weitere Konditionierungsverfahren können sich die Filtrierung, die Zerkleinerung oder die Sortierung anbieten.

4.3 Abbaueinrichtungen, Geräte und Werkzeuge

Es steht derzeit eine Vielzahl von Verfahren und Gerätetechniken für Abbau, Demontage, Zerlegung und Konditionierung zur Verfügung, deren Eignung für den Abbau in anderen kerntechnischen Anlagen nachgewiesen wurde. Der Erfahrungsübertrag aus laufenden und abgeschlossenen PEL Abbauprojekten ist eine wesentliche Planungsgrundlage für die Auswahl von Abbauverfahren und zugehöriger Gerätetechnik für den Abbau von Anlagenteilen des KWG.

Es kommen grundsätzlich nur bewährte Verfahren entsprechend dem Stand der Technik zum Einsatz. Neuartige und weiterentwickelte Verfahren und Gerätetechnik werden erst dann eingesetzt, wenn ihre Einsatzeignung unter Berücksichtigung der für die Tätigkeiten relevanten Schutzziele vorab nachgewiesen wurde.

Abhängig vom radiologischen Zustand der zu demontierenden Anlagenteile werden zur Demontage und Zerlegung Nass- oder Trockenverfahren eingesetzt. Die Verfahren werden abhängig von den spezifischen örtlichen Gegebenheiten im Arbeitsbereich (z. B. Radiologie, Platzverhältnisse) mit manueller, fernhantierter oder fernbedienter Gerätetechnik durchgeführt. Bei der Auswahl des Verfahrens für die jeweilige Abbaumaßnahme werden Kriterien vergleichbar der Auswahl von Zerlegeverfahren angewendet.

Manuelle Demontage und Zerlegung

Manuelle Abbauarbeiten werden mit handgeführten Geräten bzw. Werkzeugen durchgeführt. In der Regel sind dies Standardausführungen industrieller Werkzeuge, wie z. B.:

- Schraubwerkzeuge,
- Metallbohrer und -fräser,
- Nibbler, Trennscheren, Rohrscheren,
- Bügel-, Stich-, Kreis-, Band-, Seilsägen,
- Trennschneider, Trennschleifer,
- Schneidbrenner,
- Presslufthämmer, Nadelhämmer,
- Kernbohrer, handgeführte Betonfräsen.

Manuelle Arbeitsschritte bei Demontage, Abbau, Transport und Verpackung werden so ausgeführt, dass die Anforderungen der Arbeitssicherheit, des Brand- und Strahlenschutzes berücksichtigt werden.

Fernhantierte oder fernbedienter Abbau

Bei Bedarf wird bei der Demontage von Anlagenteilen mit höherer spezifischer Aktivität die Gerätetechnik, soweit realisierbar, mit Stangenwerkzeugen modifiziert, so dass eine fernhantierte Bedienung möglich ist. Durch die Vergrößerung des Abstands zwischen Abbaupersonal und Strahlungsquellen verringert sich die Strahlenexposition für das Personal. Fernhantierte Unterwasserarbeiten werden (z. B. manuell) von Brücken und Bühnen oberhalb der Wasseroberfläche aus gesteuert. Hierbei kann bei Erfordernis auch unterwassertaugliche Kameratechnik unterstützend eingesetzt werden.

Bei Anlagenteilen, bei denen zur Sicherstellung des Strahlenschutzes eine fernhantierte Demontage und Zerlegung nicht ausreicht, kann eine fernbediente Demontage und Zerlegung durchgeführt werden. Dabei kann die Gerätetechnik per Kamera-Überwachung zentral von einem Leitstand aus gesteuert werden, der sich in einer nahezu beliebigen Entfernung von der jeweiligen Abbaueinrichtung (auch in einem Container außerhalb von Anlagengebäuden) befinden kann.

Nasszerlegung

Speziell für die Zerlegung und die Verpackung von Anlagenteilen mit hoher spezifischer Aktivität (hierunter fallen aktivierte Anlagenteile wie z. B. Reaktordruckbehältereinbauten) erfolgt eine fernbediente bzw. fernhantierte Durchführung der Abbauarbeiten bei Verwendung von Abschirmungen zur Minimierung der Strahlenexposition des Abbaupersonals. Die Abschirmwirkung bei der Nasszerlegung wird dadurch erreicht, dass eine Wasserüberdeckung für den entsprechenden Arbeitsbereich vorgehalten wird.

Neben spezieller, extra für den spezifischen Einsatzzweck konstruierter Gerätetechnik kommt auch Standard-Technik zum Einsatz, die den Anforderungen eines Unterwassereinsatzes entsprechend angepasst wird.

Für die Nachzerlegung unter Wasser steht in erster Linie der Reaktordruckbehälter und der Bereich der Reaktorgrube, das Abstellbecken und Transportbehälterbecken sowie nach Entfernen des Kernbrennstoffs das Brennelementlagerbecken zur Verfügung. Bei der Auswahl und der konstruktiven Gestaltung dieser Gerätetechnik wird die Unterwassertauglichkeit, eine gute Dekontaminierbarkeit der Gerätetechnik sowie die Strahlenexposition des Personals bei Betrieb und Wartung berücksichtigt.

Soweit Reinigungsanlagen für das Wasser erforderlich sind, z. B. zum Reinigen des Wassers während bzw. nach Abschluss von Nasszerlegearbeiten, werden die vorhandenen betrieblichen Einrichtungen oder spezielle, größtenteils mobile Reinigungsanlagen verwendet.

Trockenzerlegung

Für die Zerlegung von Anlagenteilen mit einer niedrigen spezifischen Aktivität ist eine Handtierung unter Nutzung von abschirmender Wasserüberdeckung nicht erforderlich. Sind aus Gründen des Strahlenschutzes (ALARA-Prinzip) andere Abschirmungen erforderlich, werden diese in Form von z. B. festinstallierten oder mobilen Wänden, z. B. aus Blei, Stahl oder Beton bereitgestellt. Die Reinigung der Abluft innerhalb dieser Zerlegebereiche kann, sofern notwendig, mit mobilen Abluftfilteranlagen sichergestellt werden.

5. DER ABBAU DES KERNKRAFTWERKS GROHNDE

5.1 Allgemeines

Die PEL hat für alle ihre bereits stillgelegten Kernkraftwerke Würzgassen, Stade, Unterweser, Isar 1 und Grafenrheinfeld nach deren endgültigem Abschalten den Weg des direkten Abbaus gewählt und so bereits umfassende Erfahrungen beim Abbau von Kernkraftwerken sammeln können.

Auch KWG wird unverzüglich (direkt) abgebaut. Dies entspricht § 7 Abs. 3 S. 4 AtG /1/ in Verbindung mit § 2 Abs. 1 S. 1 des Entsorgungsfondsgesetzes /14/, wonach für PEL und KWG der direkte Abbau gesetzlich vorgeschrieben ist.

Der beantragte nukleare Abbau findet weitgehend innerhalb der bestandskräftig genehmigten und betriebenen Kontrollbereichsgebäude statt. Die während des nuklearen Abbaus anfallenden Massen stellen nur einen kleinen Massenanteil an der Gesamtanlage KWG dar. Der überwiegende Teil der abzubauenden Massen des KWG fällt im Rahmen des konventionellen Gebäudeabrisses an, der nicht zum hier beantragten Genehmigungsumfang gehört.

Die im Zusammenhang mit dem Abbau von Anlagenteilen stehenden Arbeiten (z. B. Ausbau, Demontage, Zerlegung, Konditionierung) werden gemäß der betrieblichen Regelungen für die Stilllegung und den Abbau unter Berücksichtigung der relevanten Rahmenbedingungen geplant, abgewickelt und die damit verbundenen Änderungen dokumentiert.

Bei den Arbeiten im KWG wird weiterhin das „Verfahren zur Vorbereitung und Durchführung von Instandhaltungs- und Änderungsverfahren in der Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH & Co. oHG (KWG)“ angewandt. Dieses bewährte Verfahren fand bereits im Leistungsbetrieb Anwendung und ist in der „Instandhaltungs- und Abbauordnung (IHAO)“ (Betriebshandbuch Teil 1, Kapitel 3) für den Restbetrieb geregelt. Damit wird sichergestellt, dass bei Arbeiten

- keine Gefährdung von Personen oder eine Beeinträchtigung der Anlagensicherheit eintritt und
- die einschlägigen Bestimmungen (z. B. StrlSchG /2/, StrlSchV /7/, Gefahrstoffverordnung – GefStoffV /15/, Arbeitsstättenverordnung – ArbStättV /16/, Unfallverhütungsvorschriften, behördliche Auflagen und Anordnungen) und betriebliche Regelungen (z. B. Betriebsordnungen, Anweisungen) beachtet werden.

Der Abbau von Anlagenteilen erfolgt nach folgenden Grundsätzen:

- Übergeordnet werden die Anforderungen des Strahlen-, Arbeits- und Brandschutzes sowie des Umweltschutzes beachtet.
- Solange sich noch Brennelemente oder Sonderbrennstäbe im BE-Lagerbecken befinden, finden nur Abbauarbeiten ohne Rückwirkung auf ihre sichere Lagerung, Handhabung und Kühlung statt.
- Sollten im Arbeitsbereich Strahlenquellen vorhanden sein, werden diese soweit sinnvoll zwecks Reduzierung der Strahlenexposition des Abbaupersonals abgeschirmt oder wenn möglich entfernt.
- Abzubauende Systeme oder Teilsysteme werden von nicht oder später zu demontierenden Systemen oder Teilen an definiert vorgegebenen Stellen gekennzeichnet und getrennt. Die weiterbetriebenen Teilsysteme werden an den Schnittstellen verschlossen.
- Vor dem Abbau baulicher Strukturen werden, soweit erforderlich, statische Untersuchungen durchgeführt.
- Spätere Maßnahmen werden weder erschwert noch behindert. Eine sinnvolle Abbaureihenfolge liegt vor.

Weiterhin erfolgen mit dem Abbaufortschritt zusammenhängende systemtechnische Anpassungen sowie abbaugerichtete Änderungen der Restbetriebssysteme. Gegebenenfalls werden Funktionen von Restbetriebssystemen – z. B. wenn sie für die verbliebenen Anforderungen überdimensioniert sind oder den Abbau behindern – von geeigneten Ersatzsystemen übernommen. Unter Beachtung der betrieblichen Regelungen inklusive des aufsichtlichen Verfahrens bei technischen Änderungen werden erforderliche systemtechnische und administrative Anpassungen und Ersatzmaßnahmen realisiert. Dies betrifft im Wesentlichen:

- Lüftung,
- Beleuchtung,
- Stromversorgung,
- Deionatversorgung,
- Abwasseraufbereitung,
- Druckluftversorgung,
- Kommunikationseinrichtungen,

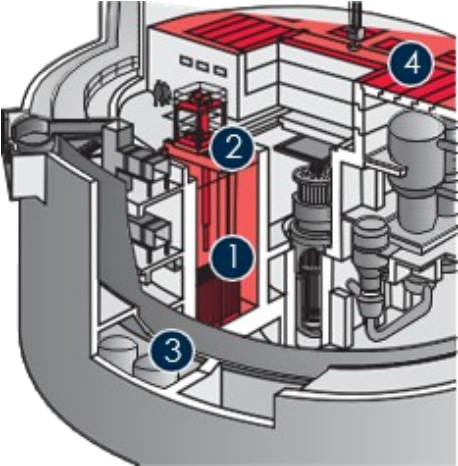
- Brandschutz,
- Zugangsregelungen,
- Flucht- und Rettungswege,
- Messeinrichtungen zur Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung.

Es werden sowohl nichtkontaminierte als auch aktivierte und kontaminierte Anlagenteile abgebaut. Abbauarbeiten finden sowohl im Kontrollbereich als auch in sonstigen Gebäuden des KWG statt. Soweit erforderlich wird der Nachweis der Freigabefähigkeit der Gebäude und des Geländes geführt und nach Freigabe wird die Anlage aus der atomrechtlichen Überwachung entlassen. Ein Abriss der Gebäude erfolgt nach Maßgabe des dafür einschlägigen Rechts.

Der anfallende radioaktive Abfall wird in Behälter fachgerecht verpackt. Die Abfallgebinde werden ggf. nach Pufferlagerung zur Aufbewahrung an interne Lager, an die TBH-KWG oder an ein externes Zwischenlager (z. B. TBL-Ahaus oder ALG) übergeben, bis ein Endlager des Bundes oder ein zentrales Bereitstellungslager zur Verfügung steht und der Abtransport dorthin erfolgt.

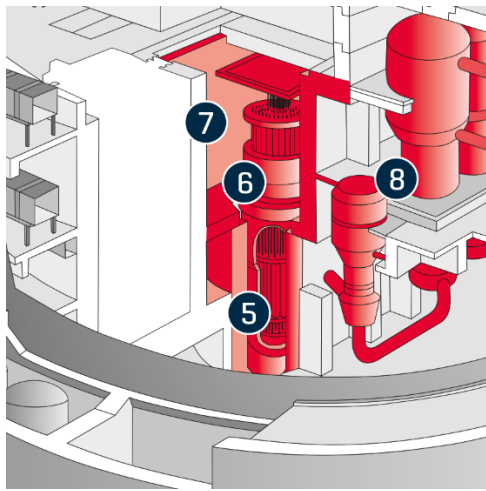
Die folgende Abbildung 5-1 stellt die Schwerpunkte der Stilllegung und des Abbaus dar.

Vorbereitende Maßnahmen nach Inanspruchnahme der 1. SAG



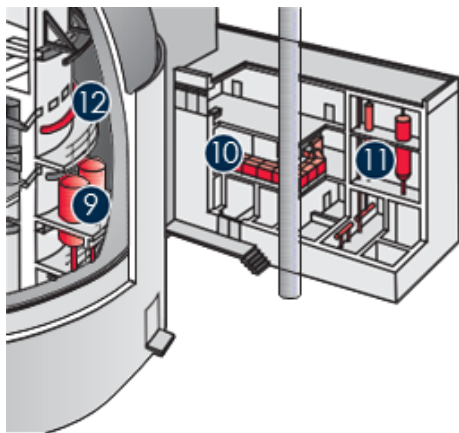
- ① Fortführen des Beladens von Transport- und Lagerbehältern (z. B. CASTOR®-Behälter) mit Brennelementen und Sonderbrennstäben zur Überführung in das vorhandene Standortzwischenlager BZD
- ② Stillsetzen und Demontieren von Systemen und Einrichtungen, die nicht mehr benötigt werden, z. B. BE-Lagergestelle und Lademaschine
- ③ Schaffung von Platz für das Reststoffbehandlungszentrum (RBZ) u. a. im Reaktorhilfsanlagengebäude (hier nicht dargestellt) und Aufbau von Behandlungstechnik
- ④ Entfernen von Betonriegeln

Abbau von Großkomponenten



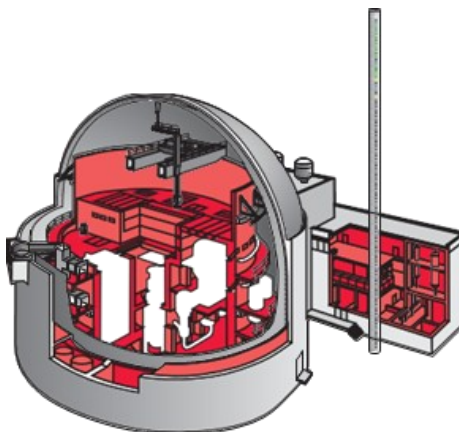
- ⑤ Zerlegung der Einbauten des Reaktordruckbehälters
- ⑥ Demontage Reaktordruckbehälter (RDB)
- ⑦ Demontage Biologischer Schild
- ⑧ Begleitend: Demontage von Rohrleitungen, Armaturen und Pumpen; Dampferzeuger

Abbau von weiteren Komponenten und Infrastruktur



- ⑨ Demontage Druckspeicher
- ⑩ Demontage Lüftung
- ⑪ Demontage Abwasseraufbereitung
- ⑫ Demontage Kabeltrassen

Schrittweiser Rückzug aus dem Kontrollbereich



Verbliebene Gebäudestrukturen werden gereinigt und dekontaminiert, bis sie die Anforderungen an die Freigabe erfüllen. So ergibt sich eine stufenweise Verkleinerung und schließlich Aufhebung des Kontrollbereichs.

Abbildung 5-1: Schwerpunkte der Stilllegung und des Abbaus

Konzeptionelle Regelungen zu Änderungen und zum Abbau der Anlage werden in diesem Bericht gemäß aktueller Planung beschrieben und später im aufsichtlichen Verfahren (gemäß § 19 AtG /1/) sukzessive zur endgültigen Entscheidung vorgelegt und umgesetzt.

5.2 Abbauphase 1

5.2.1 Phasenabschnitte

Zur Planung des zeitlichen Ablaufs und zur Erläuterung unterschiedlicher verfahrenstechnischer Anlagenzustände wird die Abbauphase 1 in mehrere Abschnitte aufgeteilt.

Abbauphase 1 Abschnitt A (kurz 1A) – Es befinden sich noch Brennelemente (BE) im BE-Lagerbecken:

Mit Inanspruchnahme der 1. Stilllegungs- und Abbaugenehmigung beginnen der Restbetrieb und der Abbau. Im BE-Lagerbecken befinden sich sowohl bestrahlte BE als auch Sonderbrennstäbe (SBS). Daher können die Abbautätigkeiten nur soweit erfolgen, wie die Rückwirkungsfreiheit auf die sichere Lagerung, Handhabung und Kühlung der BE und SBS sichergestellt ist. Die BE werden sukzessive aus dem BE-Lagerbecken entfernt und in das Standortzwischenlager für bestrahlte BE verbracht. Mit abnehmender Anzahl von bestrahlten BE im BE-Lagerbecken sinkt zusätzlich zum Abklingen die verbleibende Nachzerfallsleistung.

Die Handhabung bestrahlter BE und deren Verpackung in Transport- und Lagerbehälter werden unter Wasser mit den gleichen Handhabungseinrichtungen durchgeführt wie auch während des Leistungs- und Nachbetriebs. Hierfür erforderliche Einrichtungen stehen bis zum Abtransport der BE und SBS zur Verfügung.

Abbauphase 1 Abschnitt B (kurz 1B) – BE-Freiheit:

In diesem Abschnitt befinden sich nur noch Sonderbrennstäbe (SBS) in der Anlage. Die im BE-Lagerbecken verbleibenden SBS erfordern auch nach Abtransport der BE eine angemessene Wasserüberdeckung zur Abschirmung der ionisierenden Strahlung. Der Betrieb von Kühlsystemen ist hingegen nicht mehr erforderlich.

Vor dem Verpacken in Transport- und Lagerbehälter werden die SBS in Köchern getrocknet und gasdicht gekapselt. Anschließend werden diese Köcher, die die Außengeometrie von Brennelementen aufweisen, analog zu BE und mit den gleichen Einrichtungen in Transport- und Lagerbehältern verpackt und in das Standortzwischenlager BZD transportiert und dort zwischengelagert.

Abbauphase 1 Abschnitt C (kurz 1C) – BE- und SBS-Freiheit:

Alle Brennelemente und Sonderbrennstäbe sind in das Standortzwischenlager überführt worden. Eine Rückwirkung auf BE und SBS ist damit ausgeschlossen.

Das BE-Lagerbecken wie auch die Reaktorgrube und der Abstellraum enthalten ggf. noch kontaminierte und/oder aktivierte Bauteile. Aus Strahlenschutzgründen sind diese Bereiche nach Bedarf weiter mit Wasser gefüllt.

Rückwirkungsfreiheit auf Brennelemente und Sonderbrennstäbe

In den Abschnitten 1A und 1B erfolgt der Abbau von Systemen und Einrichtungen unter der Maßgabe der Rückwirkungsfreiheit auf die BE und SBS hinsichtlich der einzuhaltenden Schutzziele.

Die Rückwirkungsfreiheit möglicher Abbauarbeiten wird durch die getroffenen Absicherungsmaßnahmen sichergestellt. Derartige Maßnahmen sind z. B.:

- Auslegung des RG-Krans, der BE-Lademaschine und der Lastaufnahmemittel gemäß dem kerntechnischen Regelwerk (KTA 3902 /11/, 3905 /30/),
- geeignete Auslegung neu eingesetzter Gerätetechnik,
- regelmäßig durchgeführte Wiederkehrende Prüfungen an diesen Einrichtungen, die den geforderten auslegungsgemäßen Zustand bestätigen, sowie
- technische und administrative Maßnahmen, die ein Überfahren des BE-Lagerbeckens mit schweren Lasten verhindern, sofern dies nicht für den Abtransport der Brennelemente oder der Sonderbrennstäbe erforderlich ist.

5.2.2 Schutzziele

Aufgrund der Lagerung von bestrahlten BE und SBS im BE-Lagerbecken gelten zu Beginn der Stilllegung und des Abbaus wie auch im Leistungs- und Nachbetrieb die drei Schutzziele:

- „Kontrolle der Reaktivität“,
- „Kühlung der Brennelemente“,
- „Einschluss radioaktiver Stoffe“.

Neben der Einhaltung dieser Schutzziele wird auch die Einhaltung des grundlegenden radiologischen Sicherheitsziels „Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung“ gewährleistet. Das Schutzziel „Vermeidung unnötiger Strahlenexposition, Begrenzung und Kontrolle der Strahlenexposition des Betriebspersonals und der Bevölkerung“ gemäß der „ESK-Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen“ /5/ wird dadurch ebenfalls sichergestellt.

Alle Systeme und Einrichtungen, die während der einzelnen Abschnitte zur Erfüllung der bestehenden Schutzziele (direkt oder indirekt) erforderlich sind (z. B. Kühlung der im Becken lagernden bestrahlten Brennelemente), werden in dieser Zeit weder stillgesetzt noch abgebaut. Diese Funktionen dürfen auch nicht in irgendeiner anderen Weise durch die durchgeführten Abbauarbeiten beeinträchtigt oder gestört werden.

Kontrolle der Reaktivität

Durch die Geometrie bzw. die Auslegungsmerkmale der Lagergestelle im BE-Lagerbecken und der für die Zwischenlagerung verwendeten Transport- und Lagerbehälter ist die erforderliche Unterkritikalität in den Abschnitten 1A und 1B gewährleistet. Für die Handhabung der BE und SBS wird der erforderliche Mindestbor-Gehalt zur Sicherstellung der Unterkritikalität gewährleistet. Daher ist die Einhaltung dieses Schutzziels sichergestellt.

Kühlung der Brennelemente

Die bestrahlten Brennelemente befinden sich im BE-Lagerbecken, welches mit Wasser gefüllt ist. Die Lagerung der Brennelemente erfordert eine Abführung der Nachzerfallswärme, die an das Wasser des BE-Lagerbeckens abgegeben wird. Die Wärme wird über Zwischenkühlkreise abgeführt und über das

Nebenkühlwasser an die Weser abgegeben. Ab Abschnitt 1B wird die Wasservorlage im BE-Lagerbecken ggf. noch zu Abschirmzwecken benötigt. Hinsichtlich der SBS wird das Schutzziel „Kühlung der Brennelemente“ inhärent eingehalten.

Einschluss radioaktiver Stoffe

Auch während des Abbaus wird Vorsorge für den Einschluss radioaktiver Stoffe im Kontrollbereich getroffen. Der Einschluss von radioaktiven Stoffen wird u. a. durch gestaffelte Barrieren wie die Stahlbetonhülle des Reaktorgebäudes, den Reaktorsicherheitsbehälter und weitere Gebäude des Kontrollbereichs sichergestellt.

Die Rückhaltung von Aktivität in der Luft wird durch den Betrieb der Lüftungsanlagen sichergestellt, z. B. durch die Gewährleistung einer gerichteten Luftströmung von außen in den Kontrollbereich bzw. gerichtet aus Raumbereichen mit niedrigem Aktivitätsinventar in Bereiche mit höherem Aktivitätsinventar. Dieses Grundprinzip wird, unter Anpassung an die jeweiligen Erfordernisse, während der gesamten Abbauphase beibehalten.

Durch die vorhandene Abwasseraufbereitung, Systemgrenzen sowie die Gebäudehüllen wird die Rückhaltung von radioaktiven Stoffen im Wasser gewährleistet.

5.2.3 Abbaumfang in Abbauphase 1

In der Abbauphase 1 werden sowohl nicht kontaminierte als auch aktivierte und kontaminierte Anlagenteile im Kontrollbereich des KWG abgebaut sowie auch Anlagenteile, deren Bau, Errichtung und Betrieb – unabhängig davon, ob sie im Kontroll- oder Überwachungsbereich eingebaut sind – atomrechtlich genehmigt wurden.

Abbauvorhaben während der Abbauphase 1 werden in allen Gebäuden oder Gebäudebereichen abgewickelt. Es werden Systeme, Einrichtungen und Anlagenteile mit den zugehörigen Versorgungseinrichtungen abgebaut, die nicht mehr für den Restbetrieb benötigt werden. Dies erfolgt unter der Maßgabe der Rückwirkungsfreiheit auf noch im BE-Lagerbecken lagernde, bestrahlte Brennelemente und Sonderbrennstäbe hinsichtlich der einzuhaltenden Schutzziele.

Der Abbaumfang in Abbauphase 1 umfasst im Wesentlichen:

- Abbau und Zerlegung der Reaktordruckbehälter-Einbauten
- Zerlegung und Verpackung des Reaktordruckbehälterdeckels

- Abbau und Verpackung der Dampferzeuger, des Druckhalters mit Abblasebehälter, der Hauptkühlmittelleitungen, der Hauptkühlmittelpumpen sowie des Rekuperativ-Wärmetauschers und der HD-Kühler
- Zerlegung und Verpackung von Rohrleitungen und Komponenten wie z. B. Speisewasserleitungen, Frischdampfleitungen, Kühlwasserleitungen und Druckspeicher
- Abbau von weiteren radioaktiv kontaminierten/aktivierten Anlagenteilen im Kontrollbereich
- Abbau von Anlagenteilen außerhalb des Kontrollbereichs, die der atomrechtlichen Überwachung unterliegen
- Abbau von kontaminierten/aktivierten Betonstrukturen und deren Entsorgung sowie ggf. der Einbau statischer Ersatzmaßnahmen
- Dekontamination von kontaminierten Betonstrukturen und Gebäudeteilen
- Behandlung und Konditionierung von radioaktiven Reststoffen und Abfällen
- Schaffung von horizontalen und vertikalen Transportwegen wie z. B. Transportöffnungen im Reaktorsicherheitsbehälter.

Im Folgenden werden der Abbau wichtiger Anlagenteile sowie relevante Entsorgungsarbeiten, die in der Abbauphase 1 durchgeführt werden, näher beschrieben. Im Zuge des Abbaufortschritts und der entsprechenden Anpassung des Umfangs der Restbetriebssysteme können Systeme oder Teilsysteme durch Ersatzsysteme abgelöst werden.

Abbau RDB-Einbauten

Komponentenbeschreibung

Aufgrund des spezifischen Aufbaus von Druckwasserreaktoren (DWR) können die RDB-Einbauten in drei „Hauptkomponenten“ unterschieden werden (siehe auch Abbildung 5-2):

- Oberes Kerngerüst (OKG)
 - Steuerstabführungseinsätze (SSFE)
 - Tragstützen
 - Deckplatte
 - Oberer Rost
 - Gitterplatte

- Unteres Kerngerüst (UKG)
 - Kernbehälter
 - Kernumfassung
 - Formrippen
 - Untere Tragkonstruktion mit Stauplatte und Unterem Rost

- Schemel

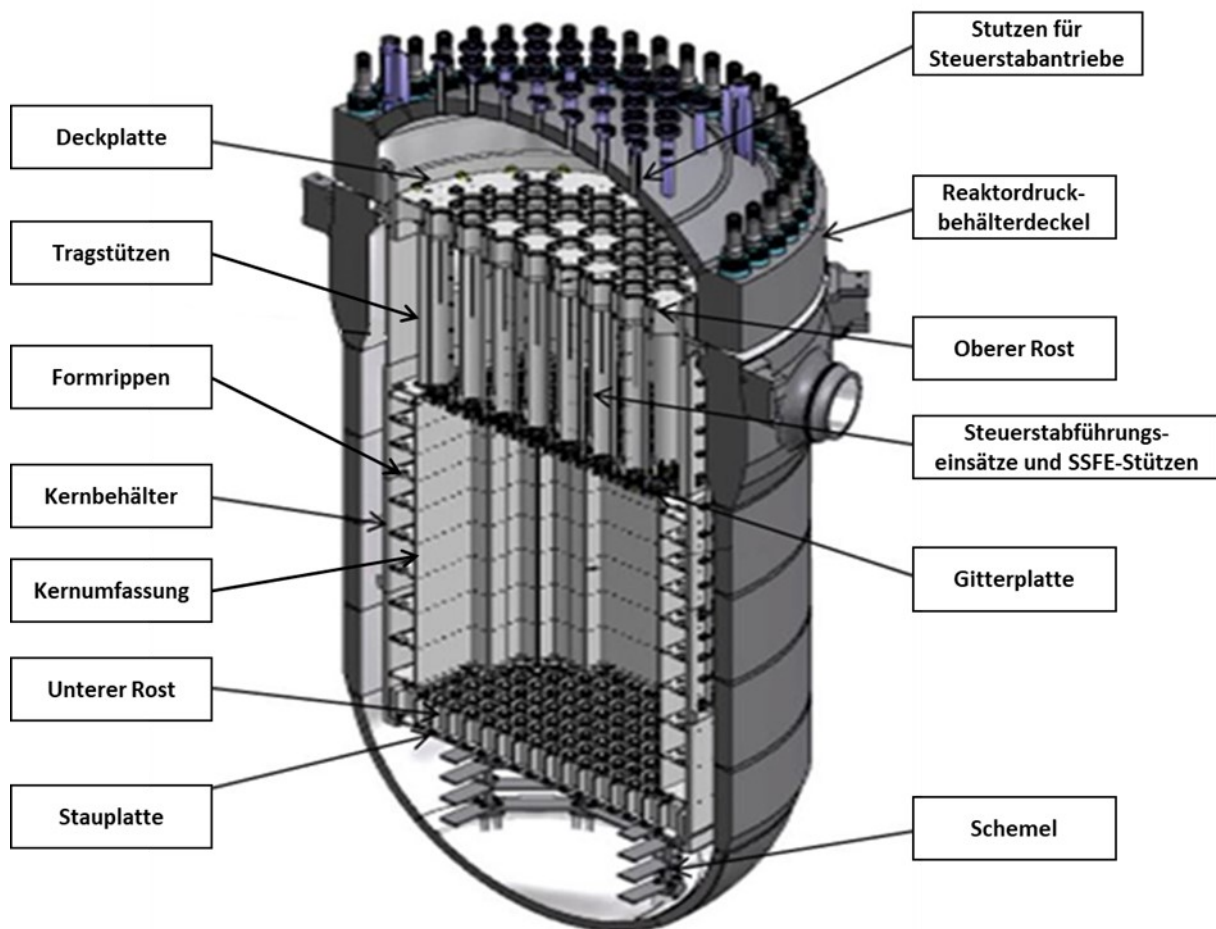


Abbildung 5-2: Exemplarische Übersicht RDB und RDB-Einbauten

Bedingt durch ihre Einbaulage in unmittelbarer Nähe zur Spaltzone sind die RDB-Einbauten stark aktiviert.

Zerlegetechnologie

Für die Zerlegung der RDB-Einbauten stehen mehrere Verfahren und Techniken zur Verfügung, die in der Vergangenheit in vergleichbaren Projekten ihre Eignung und Betriebsbewährung nachweisen konnten. Der Zerlegeaufgabe angepasst kommen unterwassertaugliche Werkzeuge und Geräte zum Einsatz. Neben mechanischen Verfahren (z. B. Sägen, Fräsen, Schneiden mit Abrasivstrahlmitteln) können auch geeignete thermische Verfahren eingesetzt werden.

Konzeptionelle Beschreibung

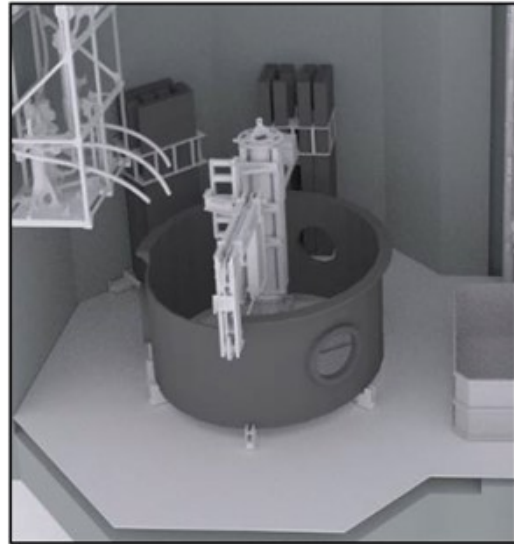
Die Zerlegung der RDB-Einbauten ist in der Reihenfolge von oben nach unten (OKG einschließlich SSFE, UKG, Schemel) geplant.

Die aktuelle Planung geht von einer Zerlegung und Verpackung der RDB-Einbauten fernbedient bzw. fernhantiert hauptsächlich unter Wasser aus. Das Wasser dient hierbei der Abschirmung bei Zerlegung und Verpackung. Zerlege- und Verpackungsplätze werden grundsätzlich in der gefluteten Reaktorgrube und im gefluteten Abstellbecken sowie im RDB selbst installiert und betrieben. Nach BE- und SBS-Freiheit (ab Abschnitt 1C) können entsprechende Bereiche auch im BE-Lagerbecken und im Behälterbeladebecken geschaffen werden.

Sofern aus Platz- und Logistikgründen eine parallele Zerlegung und Verpackung von UKG und OKG nicht möglich ist, erfolgt eine serielle Abarbeitung. Abbildung 5-3 zeigt exemplarisch das derzeitige Konzept des Aushebens des UKG und die Nachzerlegung des oberen Teils des Kernbehälters.



Ausheben des Unteren Kerngerüsts



Nachzerlegung des oberen Teils des Kernbehälters

Abbildung 5-3: Schematische Darstellung des Aushebens des UKG und die Nachzerlegung des oberen Teils des Kernbehälters (Quelle: ZerKon, Januar 2018)

Zerlegte RDB-Einbauten werden, sofern diese in hochabschirmende MOSAIK®-Behälter und/oder hochabschirmende Stahlblechcontainer einzubringen sind, zunächst in Einsatzkörbe verbracht.

Gefüllte Einsatzkörbe werden den MOSAIK®-Behältern bzw. Stahlblechcontainern entweder direkt unter Wasser oder mit Hilfe einer Abschirmglocke trocken zugeführt. Bei Einsatz einer Abschirmglocke wird der gefüllte Einsatzkorb in diese eingezogen und in einer zugehörigen Verpackungsstation auf der Beckenflurebene in die bereitgestellten MOSAIK®-Behälter bzw. Stahlblechcontainer eingebracht.

Core-Schrotte aus dem Leistungsbetrieb, wie z. B. Steuerelemente, Steuerelement-Antriebsstangen, Drosselkörper, Kerninstrumentierungslanzen und Füllstandsonden, werden nach aktueller Planung zusammen mit den RDB-Einbauten zerlegt und verpackt.

Abbau Dampferzeuger (DE)

Komponentenbeschreibung

Die vier Dampferzeuger (DE) mit einer Masse von jeweils ca. 365 Mg dienen als Wärmetauscher. Der Aufbau des Dampferzeugers ist in Abbildung 5-4 dargestellt. Die DE-Kalotten mit den Ein- und Austrittsstutzen und die Heizrohre sind nach erfolgter Primärkreisdekontamination (FSD) innen in geringem Maße restkontaminiert. Alle weiteren Bauteile der DE sind nahezu kontaminationsfrei. Aktivierungen können im Bereich der Kalotte in geringfügigem Umfang vorhanden sein.

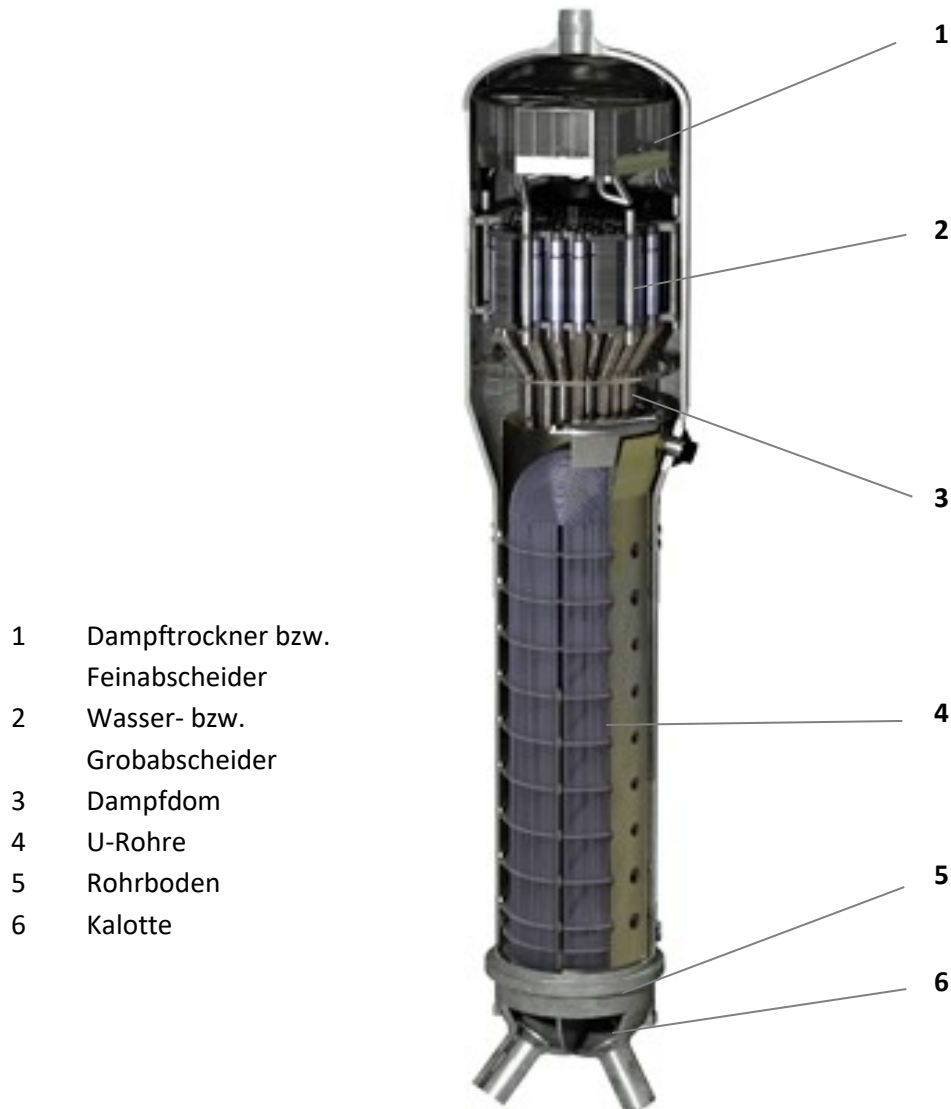


Abbildung 5-4: Exemplarische Darstellung eines Dampferzeugers

Für die Demontage der Dampferzeuger stehen prinzipiell zwei unterschiedliche Varianten zur Verfügung, die nachfolgend beschrieben werden.

Variante „Abbau der Dampferzeuger in-situ“

Bei dieser Variante werden die DE in Einbaulage zerlegt. Der obere DE-Teil (Dampfdom) und der DE-Mantel sind der Sekundärseite zuzuordnen und somit innen nicht kontaminiert. Im unteren Teil befinden sich die U-förmigen Heizrohre und die DE-Kalotte, die mit Primärkühlmittel beaufschlagt waren. Die Auswahl der beim Abbau einzusetzenden Zerlegeverfahren (z. B. fernbediente/fernhandierte Werkzeuge) orientiert sich im Wesentlichen an der Verfahrens- und Arbeitssicherheit sowie übergeordnet an der Minimierung der Strahlenexposition des beteiligten Abbaupersonals. Es können aber aufgrund der geringeren radiologischen Anforderungen nicht fernbediente/fernhandierte Verfahren zur Anwendung kommen.

Variante „Abbau der Dampferzeuger zur externen Konditionierung“

Hierbei werden die einzelnen DE von den anschließenden Systemen und Strukturen freigeschnitten und in einem Stück mit Hilfe vorhandener oder zu installierender Krananlagen aus dem Reaktorgebäude gehoben. Nach anschließender Pufferlagerung als IP-2-Versandstück und dem Transport zu einem externen Dienstleister erfolgt dort die Weiterbehandlung und Zerlegung. Da die Dampferzeuger aufgrund ihrer Größe nicht durch die vorhandene Materialschleuse passen, wird diese im Vorwege ausgebaut und durch eine den zu berücksichtigenden Schutzzielen angepasste Konstruktion ersetzt. Diese Anpassung erfolgt unter Berücksichtigung der Rückwirkungsfreiheit auf die Gesamtanlage. Ebenfalls möglich ist das Trennen der Dampferzeuger in Oberteil (Dom) und Unterteil (Rohrbündelteil). Unter Umständen ergeben sich hierbei logistische Vorteile beim Transport.

Aktuell wird die Variante „Abbau der Dampferzeuger zur externen Konditionierung“ bevorzugt. Diese Variante würde erst ab Abschnitt 1C umsetzbar sein, um die Rückwirkungsfreiheit auf die BE und SBS sicherzustellen.

Die endgültige Auswahl der Abbauvariante erfolgt nach entsprechenden Studien und den zu diesem Zeitpunkt vorliegenden Randbedingungen. Die auf dieser Grundlage getroffene Entscheidung wird im Rahmen des aufsichtlichen Verfahrens der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde vorgelegt.

Abbau RDB-Deckel

Der RDB-Deckel besteht aus der Deckelkalotte, die bodenseitig im Flansch zur Durchführung der Deckelstiftschrauben endet und die Stutzen zur Halterung der Steuerstabantriebe aufnimmt. Der RDB-Deckel hat eine Masse von ca. 107 Mg. Inwändig ist der RDB-Deckel nach erfolgter Primärkreisdekontamination (FSD) restkontaminiert. Aktivierungen können im geringfügigen Umfang vorhanden sein.

Die Steuerstabantriebe werden mit betrieblichen Hilfsmitteln demontiert, zerlegt und verpackt.

Der Deckel lässt sich z. B. mittels Sägen oder wie im KKS mittels thermischer Verfahren auf Transportmaß zerlegen. Die Teile können zu Einrichtungen des RBZ transportiert und dort entsprechend dem geplanten Entsorgungsziel weiterbehandelt oder direkt am Zerlegeort entsprechend als radioaktiver Abfall verpackt und anschließend entsorgt werden.

Abbau Hauptkühlmittelpumpen

Zur Umwälzung des Kühlmittels im Primärkühlkreislauf ist in jedem der vier Kreisläufe eine Hauptkühlmittelpumpe installiert. Der Aufbau einer Hauptkühlmittelpumpe ist in Abbildung 5-5 dargestellt. Die Hauptkühlmittelpumpen haben ohne Motor eine Masse von jeweils ca. 58 Mg. Inwändig wurden sie mit Primärkühlmittel beaufschlagt und sind nach erfolgter Primärkreisdekontamination (FSD) restkontaminiert und können im geringen Umfang aktiviert sein.

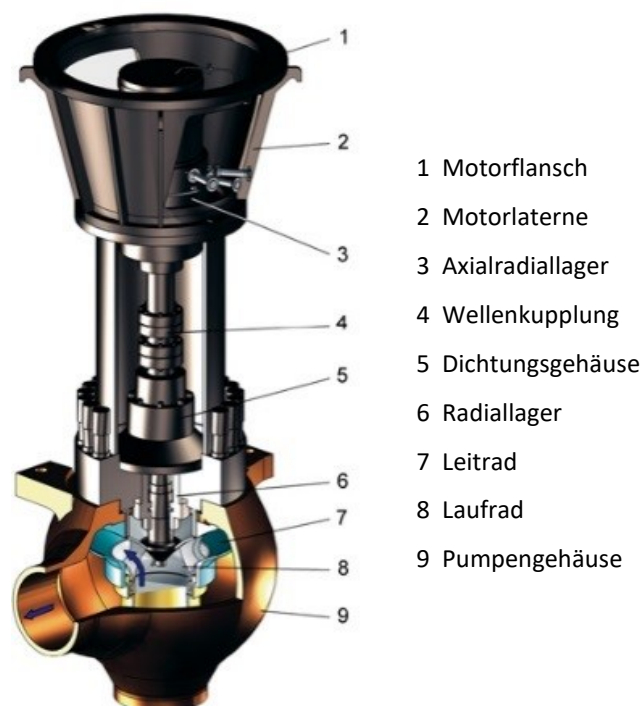


Abbildung 5-5: Exemplarische Darstellung einer Hauptkühlmittelpumpe

Motoren, Laufzeuge sowie Lager der Hauptkühlmittelpumpen können mit Hilfe betrieblicher Werkzeuge gezogen und zu Nachzerlegeeinrichtungen transportiert werden, um nach ggf. zusätzlicher Dekontamination zerlegt und verpackt bzw. freigegeben werden zu können. Nach Trennen der Pumpengehäuse von den einbindenden Leitungen des Primärkreislaufs werden diese in Nachzerlegeeinrichtungen zerlegt und dem jeweiligen Entsorgungsziel zugeführt.

Abbau Druckhalter

Der Druckhalter erzeugt den für den Leistungsbetrieb des Primärkühlkreislaufs erforderlichen Druck und glich temperaturbedingte Volumenschwankungen des Kühlmittels aus. Die hierfür erforderliche Druckhalterheizung befindet sich im Boden des Druckhalters. Der Aufbau des Druckhalters ist in Abbildung 5-6 dargestellt. Der Druckhalter hat eine Masse von ca. 137 Mg. Der Druckhalter war inwendig mit Primärkühlmittel beaufschlagt und ist nach der Primärkreisdekontamination (FSD) restkontaminiert.

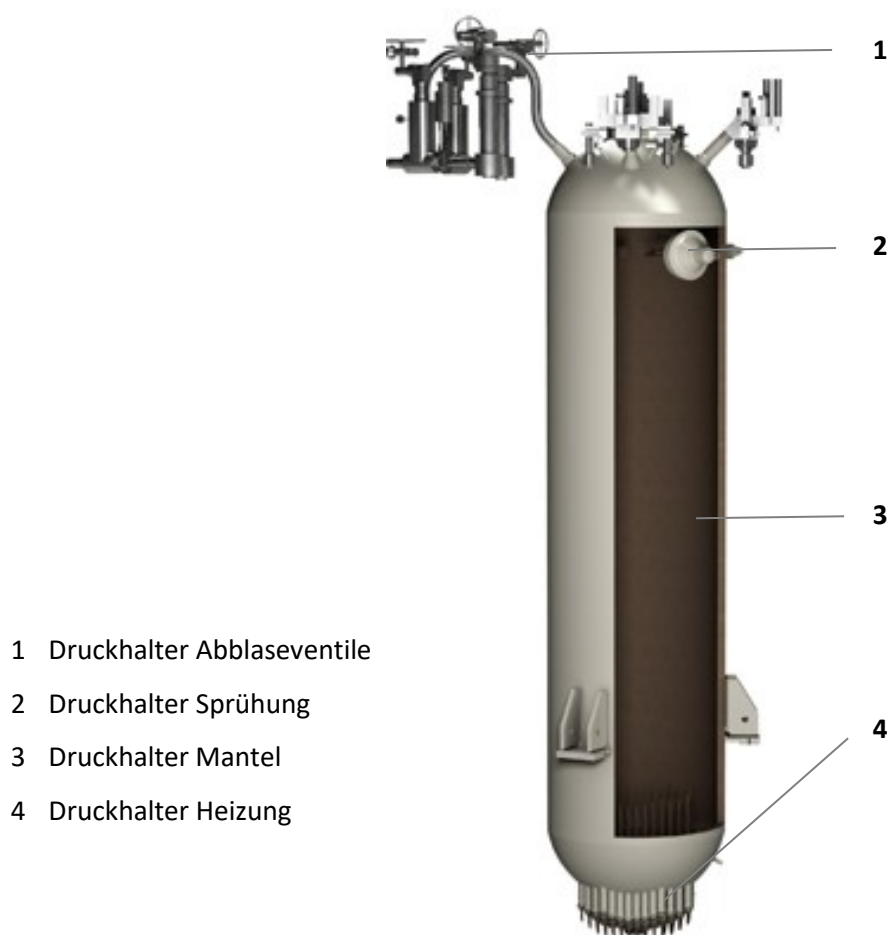


Abbildung 5-6: Exemplarische Darstellung des Druckhalters

Der Druckhalter kann vor Ort von oben nach unten schrittweise manuell zerlegt werden. Die ausgebauten Einzelkomponenten des Druckhalters werden entweder als radioaktiver Abfall verpackt oder dem RBZ zur Bearbeitung zugeführt. Nach derzeitigen Kenntnissen ist geplant, die Druckhalterheizung als radioaktiven Abfall zu entsorgen, wohingegen die Sprühkränze evtl. behandelt und zumindest teilweise freigegeben werden können.

Weitere Abbaumaßnahmen

Weiterhin werden Abbaumaßnahmen an für den Restbetrieb nicht mehr benötigten Anlagenteilen durchgeführt, z. B.:

- Abbau von radioaktiv kontaminierten Anlagenteilen im Kontrollbereich,
- die Zerlegung und Verpackung von Rohrleitungen und Komponenten wie Speisewasserleitungen, Frischdampfleitungen, Hauptkühlmittelleitungen und Kühlwasserleitungen,
- Abbau von Anlagenteilen außerhalb des Kontrollbereichs, die der atomrechtlichen Genehmigung unterliegen,
- den Abbau von kontaminierten/aktivierten Betonstrukturen und deren Entsorgung.

Zur Anwendung kommen die im Kapitel 4.3 beschriebenen Abbaueinrichtungen, Geräte und Werkzeuge.

5.3 Abbauphase 2

Mit Inanspruchnahme der 2. Abbaugenehmigung (2. AG) beginnt die Abbauphase 2. Eine Voraussetzung dafür ist, dass die Brennelemente und Sonderbrennstäbe aus der Anlage entfernt sind.

5.3.1 Schutzziele

In der Abbauphase 2 gilt nur noch das Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ mit dem grundlegenden radiologischen Sicherheitsziel „Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung“ (Begrenzung der Strahlenexposition).

5.3.2 Abbauumfang in Abbauphase 2

Die Abbauphase 2 umfasst:

- den Abbau des Reaktordruckbehälters (RDB) und
- den Abbau des Biologischen Schildes.

Parallel zur Abbauphase 2 werden auch die Arbeiten fortgeführt, die bereits in der 1. SAG genehmigt wurden.

Im Folgenden wird der Abbau des Reaktordruckbehälters und des Biologischen Schildes näher beschrieben.

Abbau des Reaktordruckbehälters (RDB)

Der RDB besteht aus einem zylindrischen Part mit einer bodenseitigen Kalotte und am oberen Teil einem Flanschring (siehe Abbildung 5-8). Der Flanschring enthält acht Stützen für die Anbindung der Hauptkühlmittelleitungen. Der RDB hat eine Masse von ca. 390 Mg. Inwändig ist der RDB nach erfolgter Primärkreisdekontamination (FSD) restkontaminiert, jedoch wird die radiologische Situation für die Zerlegung durch die Aktivierung des RDB bestimmt.

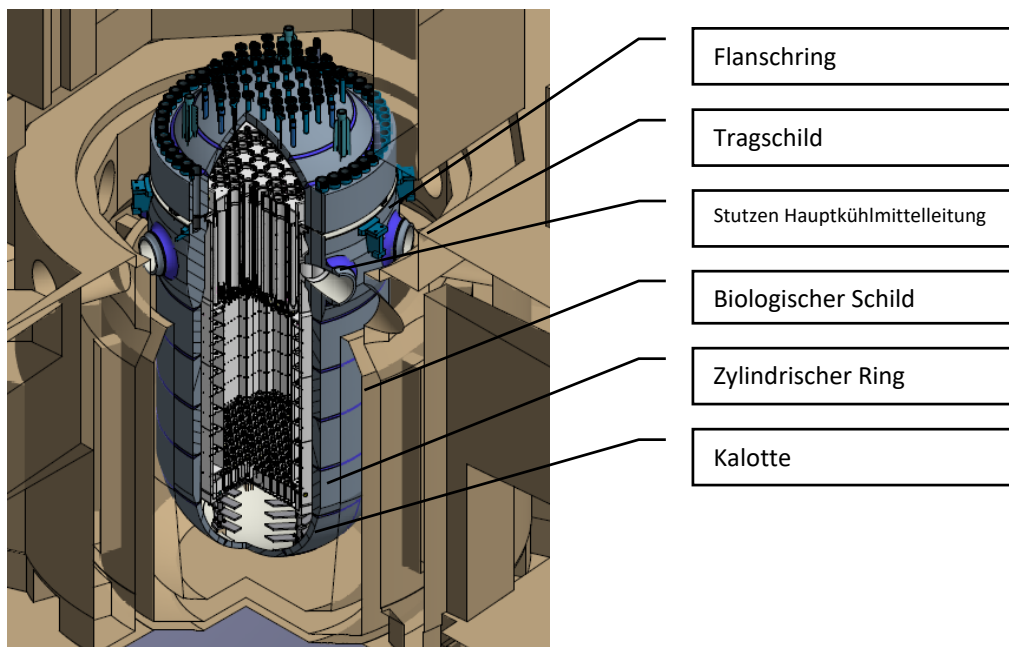


Abbildung 5-7: Schematische Darstellung des RDB mit Einbauten in Einbaulage

Die Zerlegung des RDB wird aufgrund der Erfahrungen aus anderen Projekten fernbedient/fernhandiert durchgeführt. Dabei werden je nach Anwendungsfall sowohl thermische als auch mechanische Verfahren zum Einsatz kommen. Die Zerlegung erfolgt trocken an Luft.

Für die Zerlegung des RDB werden ausschließlich erprobte Demontage- und Zerlegetechniken eingesetzt, die auf industrieüblichen Werkzeugen und Verfahren basieren. Die Auswahl der einzusetzenden Zerlegetechniken orientiert sich im Wesentlichen an der Verfahrens- und Arbeitssicherheit sowie übergeordnet an der Minimierung der Strahlenexposition des beteiligten Abbaupersonals. Erfahrungen aus anderen Abbauprojekten, z. B. die aus dem RDB-Abbau im KKS gesammelt wurden, werden sowohl während der Planung als auch in der Durchführung der Vorhaben berücksichtigt.

Für die Einrichtung von Zerlege- und Verpackungsplätzen zum Abbau des Reaktordruckbehälters stehen u. a. folgende Räume, Becken und Bereiche zur Verfügung:

- Reaktorgrube mit Abstellraum
- BE-Lagerbecken
- Beckenflur
- RDB-Deckel-Abstellplatz

Im derzeitigen Planungsstand kommen 3 Varianten der Zerlegung in Frage.

Variante 1 „Komplettes Herausheben des RDB“

In dieser Variante ist vorgesehen, den RDB vor der Zerlegung mit Hilfe des RG-Krans aus der Einbaulage in der Reaktorgrube zu entnehmen und ihn zum entsprechenden Zerlegeplatz z. B. im BE-Lagerbecken zu befördern und dort abzusetzen bzw. zu positionieren.

Die Zerlegung und Segmentierung des RDB und der peripheren Anbauten wird auf Basis einer detaillierten Schnitt- und Verpackungsplanung durchgeführt (Abbildung 5-8).

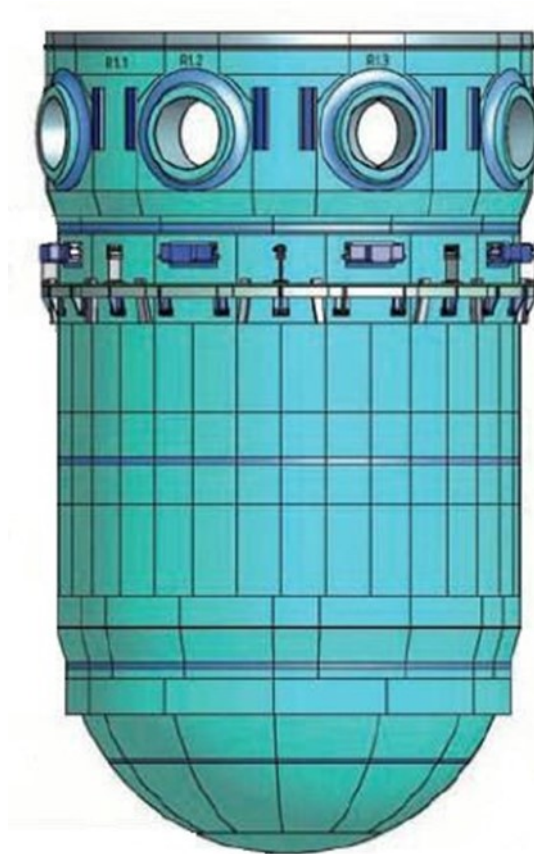


Abbildung 5-8: Unterteilung des RDB in endlagergerechte Einzelsegmente (Beispiel)

Variante 2 „Teilzerlegung des RDB“

Im Falle einer vor dem Hebevorgang notwendigen Teilzerlegung des RDB (z. B. Abtrennung des RDB-Flanschrings) wird unter dem RDB ein Hydrauliksystem installiert. Damit wird der RDB aus seinem Sitz im Tragring gedrückt. Nach erfolgtem Hub wird der RDB auf Abstützungen abgesenkt, so dass der RDB angehoben auf den Abstützungen steht.

Danach wird der RDB-Flansching vom zylindrischen RDB-Unterteil abgetrennt und mit dem RG-Kran an einen Ablageort verbracht. Danach wird der verbleibende Teil des RDB - wie in Variante 1 beschrieben - mittels RG-Kran auf den Zerlegeplatz transportiert und zerlegt.

Variante 3 „Zerlegung des RDB in Einbaulage“

Bei dieser Variante wird der Reaktordruckbehälter in seiner Einbaulage, d. h. in der Reaktorgrube und innerhalb des Biologischen Schildes, zerlegt.

Dazu wird der auf dem Tragschild hängende Reaktordruckbehälter auf den Reaktorgrubenboden mit entsprechender Lagerung aufgestellt und in seiner Lage fixiert. Die stückweise Zerlegung erfolgt

fernhandelt von oben nach unten auf Basis eines detaillierten Schnittplanes. Die einzelnen Zerlegeteile des RDB werden direkt nach Abtrennung aus der Reaktorgrube herausgehoben und an Verpackungsplätzen entsprechend dem Verpackungskonzept verpackt.

Die endgültige Auswahl der Abbauvariante erfolgt nach entsprechenden Studien und den zu diesem Zeitpunkt vorliegenden Randbedingungen. Die auf dieser Grundlage getroffene Entscheidung wird im Rahmen des aufsichtlichen Verfahrens der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde vorgelegt.

Abbau Biologischer Schild

Der Reaktordruckbehälter ist in seiner Einbaulage vom Biologischen Schild umgeben. Der Biologische Schild ist ein als Topf ausgeführter Betonmantel mit innenliegender Isolierung, der keine statische Funktion für das Gebäude hat, sondern nur zur Abschirmung des Reaktordruckbehälters dient.

Abbildung 5-9 zeigt den RDB in Einbaulage mit dem ihn umgebenden Biologischen Schild. Isoliermaterial sowie Beton und Stahlstrukturen des Biologischen Schildes (z. B. Auskleidungsbleche, verlorene Schalungen, Bewehrung) sind aufgrund ihrer unmittelbaren Nähe zum RDB aktiviert.

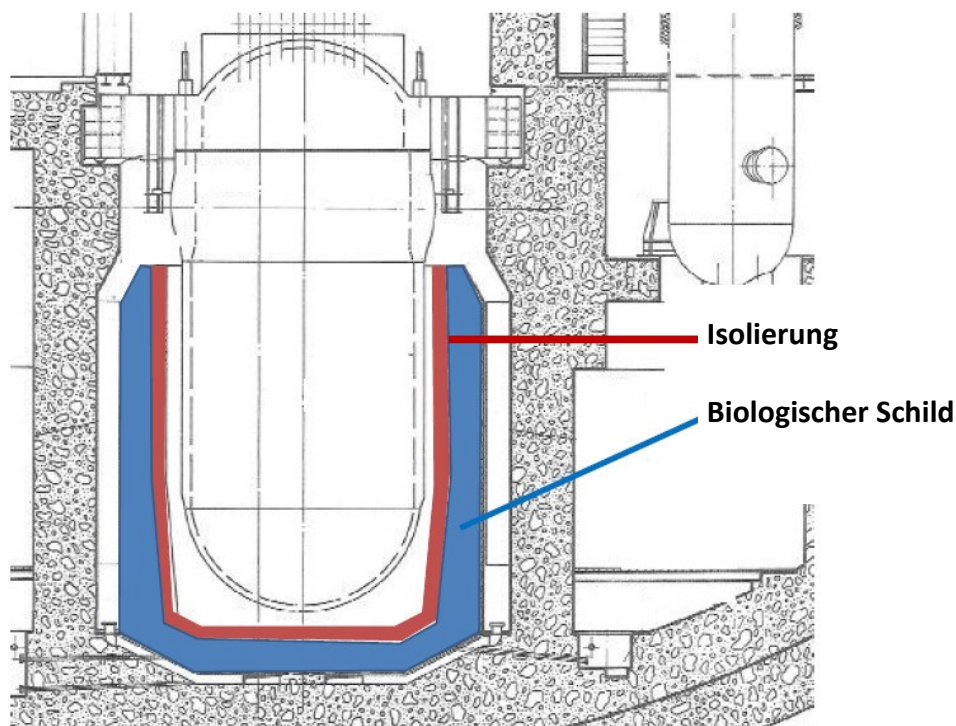


Abbildung 5-9: RDB in Einbaulage mit Biologischem Schild

Vor dem Abbau der Betonstruktur des Biologischen Schildes ist der Abbau der Isolierschicht erforderlich. Dies kann alternativ z. B. manuell oder fernhantiert von einer Arbeitsplattform aus erfolgen.

Einer Vorgehensweise folgend, die bereits in verschiedenen Kernkraftwerken angewendet wurde, so auch im Kernkraftwerk Stade, kann der Biologische Schild mittels Seil- und Kreissägetechnik abgebaut werden. Die abgetrennten Betonblöcke des Biologischen Schildes werden aus der Einbaulage herausgehoben und ggf. nachzerlegt sowie fachgerecht verpackt. Hierzu stehen Zerlege- und Verpackungsplätze u. a. in der Reaktorgrube, im Abstellraum und im BE-Lagerbecken sowie auf dem Beckenflur und dem RDB-Deckel-Abstellplatz zur Verfügung.

5.4 Rückzug aus den Gebäuden des Kontrollbereichs

Im nuklearen Abbau der Abbauphase 1 und Abbauphase 2 werden aus den Kontrollbereichsgebäuden kontaminierte oder aktivierte Anlagenteile bzw. Materialien entfernt. Dabei erfolgt ein sukzessiver Rückzug aus den Gebäuden, d. h. einzelne oder mehrere Räume innerhalb des Kontrollbereichs werden nach dem Abschluss der Demontage von Anlagenteilen, dem Freiräumen und einer Überprüfung auf ggf. noch vorhandene Kontamination an Baustrukturen und deren Beseitigung verlassen.

Die Gebäude, Gebäude- und Raumbereiche des Kontrollbereichs werden der Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ zugeführt. Hierzu werden die Räume nach dem Restfreiräumen, d. h. nach dem Entfernen

- der verbliebenen Infrastruktursysteme (z. B. Lüftung, Beleuchtung, Stromversorgung, Brandschutzeinrichtungen und Kommunikationseinrichtungen) sowie
- sonstiger bis dahin verbliebener Anlagenteile (z. B. Halterungen, Gitterroste, Türen),

soweit diese einer Freimessung entgegenstehen, auf Einhaltung der Freigabewerte überprüft. Oberhalb des Freigabewerts kontaminierte Betonstrukturen werden dekontaminiert bzw. abgetragen.

Bereiche, in denen der Nachweis der Freigabefähigkeit erbracht ist, werden verlassen und der Zugang wird gegen Wiederbetreten und gegen mögliche erneute Kontamination abgesichert. Die verlassenen Räume stehen für die Freigabe bereit.

Nach erfolgter Freigabe können die Gebäudestrukturen und befestigten Flächen nach dem geltenden konventionellen Baurecht abgerissen werden oder einer anderen Verwendung zugeführt werden.

6. RESTSTOFFMANAGEMENT

6.1 Gesamtkonzeption

Gemäß § 9a AtG /1/ ist es erforderlich, anfallende radioaktive Reststoffe sowie ausgebaute oder abgebaute Anlagenteile schadlos zu verwerten oder als radioaktiven Abfall geordnet zu beseitigen.

Auch während Stilllegung und Abbau folgt das Vorgehen des KWG zur Entsorgung der anfallenden radioaktiven Reststoffe und Abfälle dem Grundsatz der nuklearen Entsorgung gemäß § 2d AtG /1/:

„der Anfall radioaktiver Abfälle wird durch geeignete Auslegung sowie Betriebs- und Stilllegungsverfahren, einschließlich der Weiter- und Wiederverwendung von Material, auf das Maß beschränkt, das hinsichtlich Aktivität und Volumen der radioaktiven Abfälle vernünftigerweise realisierbar ist“.

Dementsprechend und mit Blick auf die begrenzten Zwischen- und Endlagerkapazitäten wird der Vermeidung und Minimierung von radioaktiven Abfällen unter Berücksichtigung von strahlenschutztechnischen Gesichtspunkten sowie insbesondere des § 2 Abs. 5 Nr. 2 EntsÜG /17/ besondere Aufmerksamkeit gewidmet.

Grundsätzlich gelten alle im Kontrollbereich des KWG anfallenden Stoffe als radioaktive Reststoffe, bis eine Entscheidung getroffen ist, dass sie dem radioaktiven Abfall zugeordnet werden. Auf Basis der Daten der radiologischen Charakterisierung sowie unter Berücksichtigung der umfangreichen Erfahrungen aus Abbauprojekten, wie z. B. KWW, KKS, KKV und KKG, erfolgt eine erste Bewertung und Festlegung eines angestrebten Entsorgungsziels bereits bei der Planung. In diesem Rahmen werden anfallende Massen geprüft, ob sie

- einer Wiederverwendung oder kontrollierten Verwertung im kerntechnischen Bereich
- oder
- der Freigabe als nicht radioaktive Stoffe mit den Optionen
 - uneingeschränkte Freigabe nach § 35 StrlSchV /7/,
 - spezifische Freigabe von Bauschutt von mehr als 1.000 Mg/a nach § 36 Abs. 1 Nr. 1 StrlSchV /7/,
 - spezifische Freigabe von Bodenflächen nach § 36 Abs. 1 Nr. 2 StrlSchV /7/,
 - spezifische Freigabe zur Beseitigung nach § 36 Abs. 1 Nr. 3 und 4 StrlSchV /7/ (Ziel: konventionelle Deponie bzw. Verbrennungsanlage),

- spezifische Freigabe von Gebäuden zur Wieder-/Weiterverwendung oder zum Abriss nach § 36 Abs. 1 Nr. 5 und 6 StrlSchV /7/,
- spezifische Freigabe von Metallschrott zum Recycling nach § 36 Abs. 1 Nr. 7 StrlSchV /7/,
- Freigabe im Einzelfall nach § 37 StrlSchV /7/

zugeführt werden können, bevor sie der Entsorgung als radioaktiver Abfall zur Endlagerung ggf. nach einer Zwischenlagerung zugeführt werden.

In Abbildung 6-1 ist dieser Entscheidungsweg zur Festlegung des Entsorgungsziels im Sinne der Abfallminimierung dargestellt.

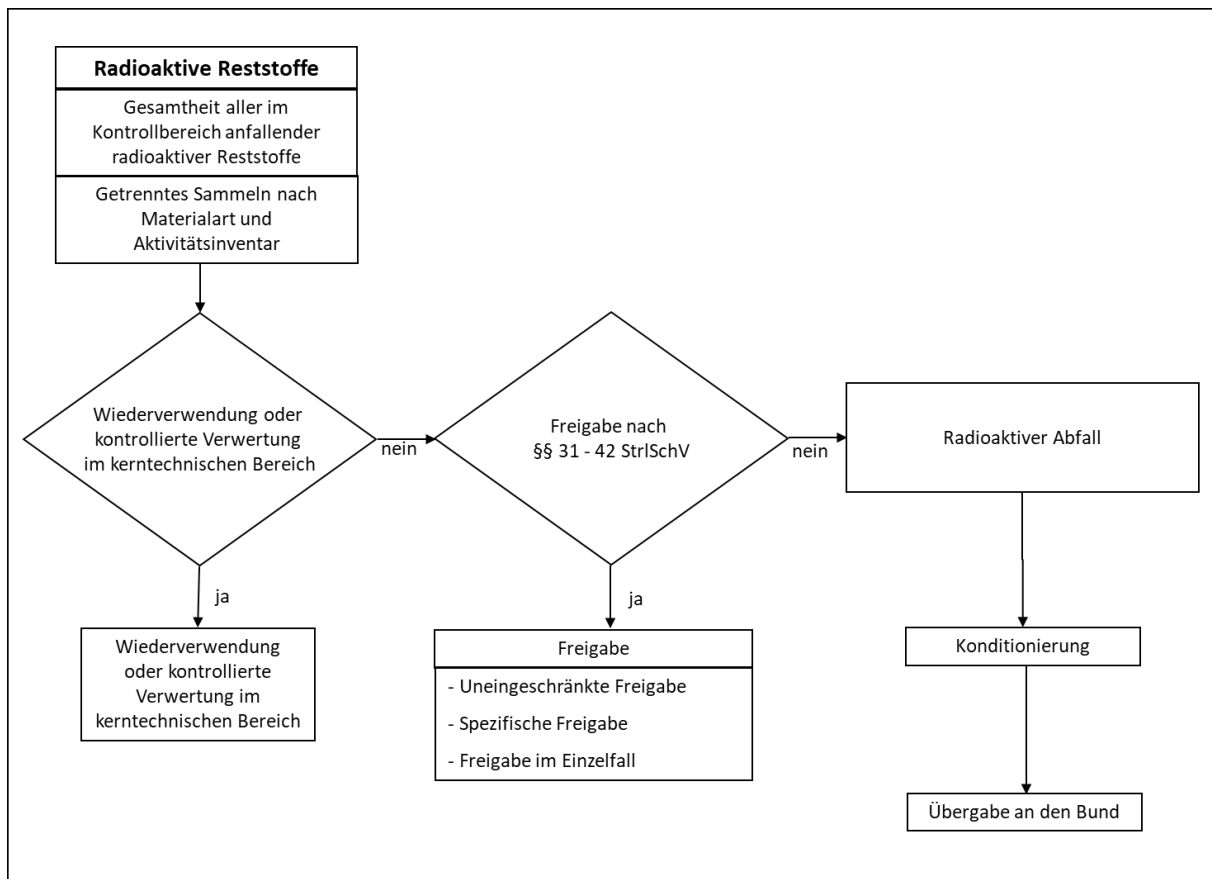


Abbildung 6-1: Entscheidungsweg zur Wahl des Entsorgungsziels

Zur Minimierung des Anfalls radioaktiver Abfälle bzw. des entstehenden Abfallgebinderolumens sind verschiedene Maßnahmen für die Reststoffbearbeitung und Abfallkonditionierung vorgesehen, z. B.

- sorgfältiges Sortieren der Reststoffe möglichst im Demontagebereich,
- Dekontaminieren zur Erreichung der Freigabewerte,
- Ausnutzen der maximal zulässigen Aktivitätsbeladung der Abfallbehälter,
- Konditionieren des radioaktiven Abfalls (Sortieren, Verbrennen, Verpressen, Trocknen, etc.).

Die Methoden und Randbedingungen zur Handhabung, Behandlung, Konditionierung, Lagerung, Transport und Verwertung von radioaktiven Reststoffen, zur Transportbereitstellung radioaktiver Stoffe und zur Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen aus dem Abbau sind grundsätzlich mit den Methoden beim früheren Leistungsbetrieb vergleichbar.

Wie im Kapitel 3.4 dargelegt, werden die anfallenden Reststoffe charakterisiert und die Entsorgungsziele festgelegt. Während des Abbaus wird darauf geachtet, dass nach Materialgruppen und/oder geplantem Entsorgungsziel getrennt gesammelt wird.

Wenn die abgebauten Anlagenteile als radioaktiver Abfall entsorgt werden müssen, werden sie unter Beachtung der Vorgaben zur fachgerechten Verpackung, der Annahmebedingungen des jeweiligen Lagers und bei einem Transport auf öffentlichen Verkehrswegen unter Beachtung der Vorgaben des Transportrechts konditioniert. Die damit zusammenhängende Behandlung kann im KWG in dem dafür vorgesehenen RBZ und/oder über externe Konditionierungsstätten erfolgen.

Die bei der Stilllegung anfallenden Materialien aus dem Überwachungsbereich des KWG (z. B. bewegliche Gegenstände, Gebäude, Gebäudeteile, Anlagen oder Anlagenteile), die aus Tätigkeiten gemäß § 4 Abs. 1 StrlSchG /2/ stammen, aber nicht von der Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ berührt sind, werden durch Herausgabe gemäß Kapitel 6.8 aus der atomrechtlichen Überwachung entlassen.

Die Bodenflächen und Gebäude des Überwachungsbereichs des Kernkraftwerks Grohnde werden durch Herausgabe oder, sofern erforderlich, durch Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ aus der atomrechtlichen Überwachung entlassen.

Einrichtungen außerhalb des Überwachungsbereichs, die der Kühlwasserversorgung dienen, werden ebenfalls durch Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ oder Herausgabe aus der atomrechtlichen Überwachung entlassen.

6.2 Stoffströme

Die Massen der verschiedenen Stoffe, die aus dem Abbau des KWG entstehen werden, wurden abgeschätzt. Aus den Maßnahmen im Rahmen des Abbaus der Gebäude und Einrichtungen des Kontrollbereichs des KWG werden ca. 270.000 Mg an Material anfallen. Bei einem Großteil dieser Massen (ca. 250.500 Mg) handelt es sich um nicht-radioaktive Gebäudestrukturen, die durch Freigabe aus dem Regelungsbereich des AtG entlassen und, soweit keine Wieder-/Weiterverwendung erfolgt, im Rahmen der Regelungen des konventionellen Baurechts abgebrochen werden. Dieser konventionelle Abriss ist nicht Bestandteil des beantragten Genehmigungsverfahrens nach § 7 Abs. 3 AtG /1/.

Von dem beim Abbau im Kontrollbereich anfallenden Reststoffen (ca. 19.500 Mg) können voraussichtlich ca.

- 11.400 Mg gemäß § 35 StrlSchV /7/ uneingeschränkt freigegeben,
- 1.900 Mg gemäß § 36 StrlSchV /7/ zur Beseitigung freigegeben (für dieses Material ist die Ablagerung auf einer Deponie bzw. Verbrennung in einer Verbrennungsanlage erforderlich),
- 1.700 Mg gemäß § 36 StrlSchV /7/ zum Recycling freigegeben (für diesen Metallschrott ist das Einschmelzen in einem konventionellen metallverarbeitenden Betrieb erforderlich) und
- 4.500 Mg als radioaktiver Abfall fachgerecht verpackt an den Bund zur Zwischen- oder Endlagerung abgegeben werden.

Die abzubauenen Massen ergeben sich aus den zu Beginn der Stilllegung vorhandenen Massen (Primärmassen) und den während des Abbaus anfallenden zusätzlichen Massen (Sekundär- und Zusatzmassen).

Die **Primärmassen** werden nach Komponentenart (Behälter, Rohrleitung, Armatur, usw.), nach Gebäudezugehörigkeit und nach Kontaminationsgrad erfasst. Diese Erfassung erfolgt über die Auswertung von:

- vorhandenen Datenbeständen,
- Konstruktions- oder Einbauzeichnungen,
- Vor-Ort-Aufnahmen oder
- Plausibilitätsannahmen.

Unter **Sekundärmassen** versteht man alle Verbrauchsmaterialien, wie z. B. Dekontaminationsmedien, Verschleißteile, Folien, Putzmaterialien, Filter usw. Der Anfall der Sekundärmassen wird auf der Basis der vorhandenen Primärmassen, des erforderlichen Personalaufwands für den Abbau und der eingesetzten Techniken abgeschätzt. Dafür werden die Erfahrungen aus den Revisionen sowie den laufenden PEL-Stilllegungsprojekten genutzt.

Zusatzmassen werden während der Durchführung der Abbauarbeiten in den Kontrollbereich eingebracht, wie z. B. Zerlege- und Dekontaminationseinrichtungen, Abschirmmaterial, Stahlbau. Diese Einrichtungen dienen dem Abbau bzw. der Entsorgung der Primär- und Sekundärmassen und können ebenfalls kontaminiert werden.

Diese Massen werden entsprechend den in Abbildung 6-2 vereinfacht dargestellten Behandlungswegen ihren Entsorgungszielen zugeführt.

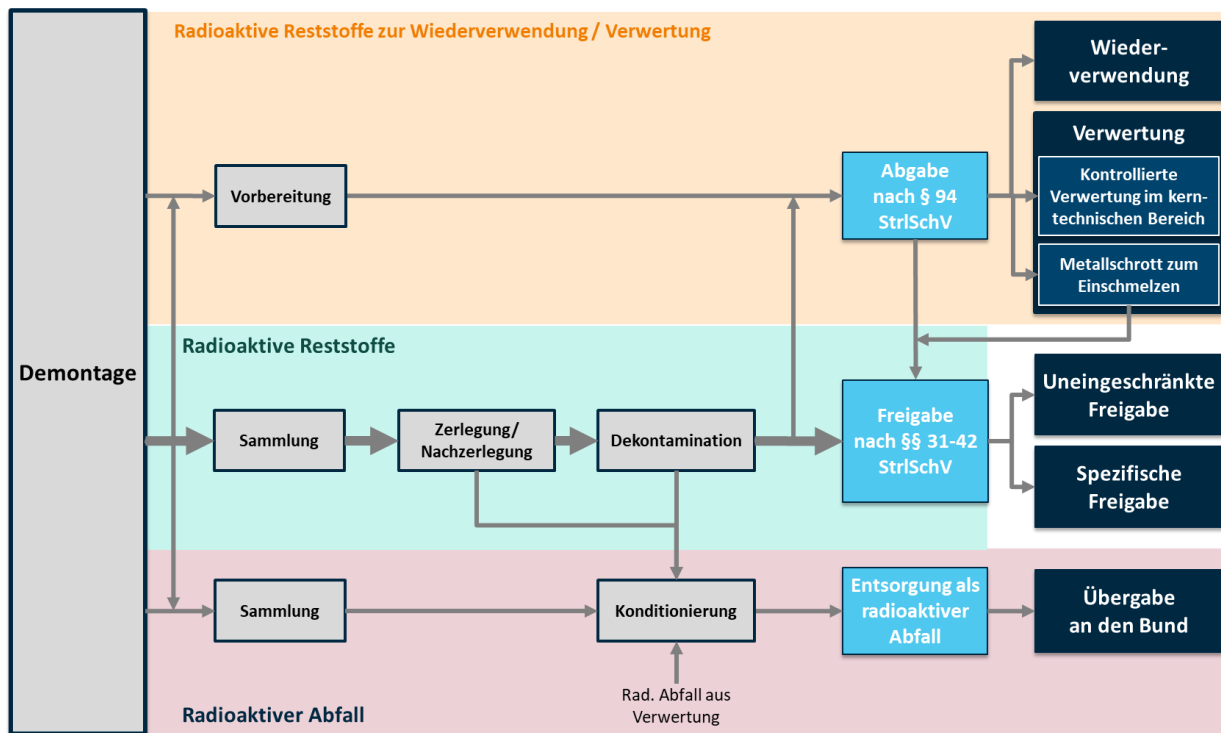


Abbildung 6-2: Vereinfachter Überblick der Behandlungswege und -ziele

Alle anfallenden radioaktiven Reststoffe und radioaktiven Abfälle werden entsprechend den Anforderungen von §§ 85 und 86 StrlSchV /7/, der Atomrechtlichen Entsorgungsverordnung (AtEV) /18/, der „Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung“ /19/ und der „Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Reststoffe und radioaktiver Abfälle“ /20/ erfasst.

Diese Dokumentation wird zum einen durch eine eindeutige und unverwechselbare Kennzeichnung der Gebinde mit radioaktiven Reststoffen und radioaktiven Abfällen über die gesamte Lebensdauer sichergestellt. Zum anderen wird die Nachverfolgbarkeit und Datenhaltung durch den Einsatz elektronischer Buchführungssysteme zur Verfolgung der Reststoffe und Abfälle und der Zuordnung ihrer relevanten Daten unterstützt.

Damit wird gewährleistet, dass

- die Herkunft und Behandlung der radioaktiven Reststoffe für die Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ bzw.
- der Behandlungszustand und aktuelle Verbleib der Rohabfälle sowie der vorbehandelten und konditionierten radioaktiven Abfälle bis zur Übernahme der Abfallgebände in den Verantwortungsbereich des Bundes

dokumentiert sind, d. h. wenn die Dokumentationspflicht für KWG endet. Diese Dokumentationspflicht endet ebenso für KWG, wenn ein Eigentumsübertrag stattgefunden hat, wie beispielsweise bei der Abgabe von radioaktiven Stoffen zur kontrollierten Verwertung oder von Gegenständen zur Wiederverwendung in anderen kerntechnischen Anlagen.

Aus den Maßnahmen im Rahmen des Abbaus der Gebäude und Einrichtungen außerhalb des Kontrollbereichs des KWG (Gebäude mit nichtnuklearen Systemen) resultieren ca. 422.100 Mg Material. Dabei handelt es sich um Gebäudestrukturen (wie z. B. Schaltanlagegebäude, Bürogebäude), mit einer Masse von ca. 347.800 Mg, die weder kontaminiert noch aktiviert sind und grundsätzlich durch die Herausgabe aus der atomrechtlichen Überwachung entlassen werden. Des Weiteren beherbergen diese Gebäude ca. 74.300 Mg an nichtnuklearen Systemen, Komponenten und Anlagenteilen, d. h. die ebenso weder kontaminiert noch aktiviert sind, und daher auch weitestgehend durch Herausgabe aus der atomrechtlichen Überwachung entlassen werden.

Insgesamt fallen somit beim Abbau des KWG ca. 692.100 Mg an. Davon sind der überwiegende Teil Gebäudestrukturen und nichtnukleare Systeme. Weniger als 1 % aller Massen muss als radioaktiver Abfall entsorgt werden. Nachfolgend sind die prognostizierten Zuordnungen der einzelnen Massenströme zu Entsorgungszielen grafisch zusammenfassend dargestellt (Abbildung 6-3).

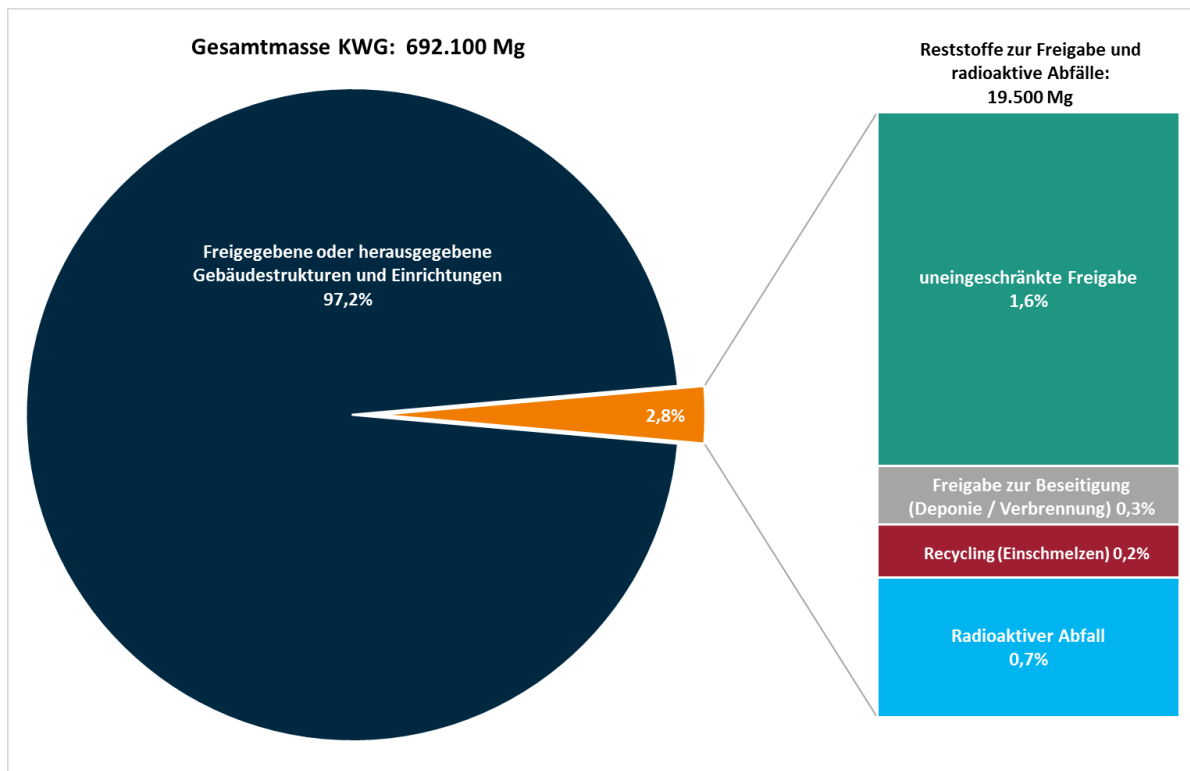


Abbildung 6-3: Prognostizierte Prozentanteile an den abzubauenden Massen des KWG nach Entsorgungsziel

6.3 Freigabe

Die Freigabe ist ein Verwaltungsakt, der die Entlassung

1. radioaktiver Stoffe, die aus Tätigkeiten nach § 4 Absatz 1 Satz 1 Nummer 1 in Verbindung mit § 5 Absatz 39 Nummer 1 oder 2, oder aus Tätigkeiten nach § 4 Absatz 1 Nummer 3 bis 7 des Strahlenschutzgesetzes /2/ stammen, und
2. beweglicher Gegenstände, Gebäude, Räume, Raumteile und Bauteile, Bodenflächen, Anlagen oder Anlagenteile (Gegenstände), die mit radioaktiven Stoffen, die aus Tätigkeiten nach § 4 Absatz 1 Satz 1 Nummer 1 in Verbindung mit § 5 Absatz 39 Nummer 1 oder 2, oder aus Tätigkeiten nach § 4 Absatz 1 Nummer 3 bis 7 des Strahlenschutzgesetzes /2/ stammen, kontaminiert sind oder durch die genannten Tätigkeiten aktiviert wurden,

aus der atom- und strahlenschutzrechtlichen Überwachung zur Verwendung, Verwertung, Beseitigung, Innehabung oder zu deren Weitergabe an einen Dritten als nicht radioaktive Stoffe bewirkt.

Das Freigabeverfahren stellt sicher, dass das Dosiskriterium für die Freigabe eingehalten wird, d. h. für Einzelpersonen der Bevölkerung nur eine effektive Dosis im Bereich von 10 μSv pro Kalenderjahr auftreten kann (sog. 10 μSv -Konzept). Dieses Konzept ist international anerkannt und stellt sicher, dass die durch die freigegebenen Stoffe verursachte zusätzliche Strahlenexposition auch im ungünstigsten Fall unerheblich für Einzelpersonen der Bevölkerung ist. So beträgt die jährliche natürliche Strahlenexposition einer Einzelperson in Deutschland durchschnittlich 2,1 mSv im Kalenderjahr (2.100 $\mu\text{Sv/a}$).

Die Freigabe wird bereits im Leistungsbetrieb im KWG durchgeführt. Dieses bestehende Freigabeverfahren ist in Form eines sogenannten Freigabebescheids geregelt. Freigabeverfahren, die durch diesen Bescheid nicht abgedeckt sind, werden separat beantragt. Sie sind nicht Gegenstand des § 7 Abs. 3 AtG /1/ Verfahrens. Die Freigabe wird im Betriebshandbuch (BHB) und untergeordneten Unterlagen geregelt, inklusive der damit verbundenen Messungen.

Das Freigabeverfahren besteht aus mehreren Schritten.

Voruntersuchung zur Gewinnung der radiologischen Daten

Grundlage für die Gewinnung radiologischer Daten im Rahmen der Voruntersuchung sind u. a. folgende Messverfahren/-methoden und Kombinationen daraus:

- Dosisleistungsmessungen,
- Kontaminationsbestimmung,
- Gammaskopimetrische In-Situ-Messungen,
- Entnahmen von Materialproben mit anschließender radiologischer Auswertung.

Auf Grund dieser Untersuchungen wird festgelegt, ob die Materialien grundsätzlich für die Freigabe geeignet sind, welchem Freigabepfad sie zugeführt werden können und welche Behandlungsschritte der Freigabe vorgelagert werden.

Bestimmung des Nuklidvektors

Die Messungen zur Freigabe haben das Ziel, die vorhandene Aktivität hinsichtlich der Vorgaben der §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ nicht zu unterschätzen. Insbesondere darf die Zuordnung eines Nuklidvektors zu einem Material mit spezifischer Herkunft im Zuge der Entscheidungsmessung nicht zu einer Unterschätzung der Ausschöpfung der Summenformel nach Anlage 8 StrlSchV /7/ führen.

Nach Probenauswertung im Zuge der radiologischen Charakterisierung werden für das Freigabeverfahren mit nicht-nuklidspezifischen Entscheidungsmessverfahren Nuklidvektoren zugeordnet, in welchen Hochrechnungsfaktoren bereits berücksichtigt sind. Mit den Hochrechnungsfaktoren werden schwer messbare Nuklide an leicht messbaren Schlüsselnukliden korreliert.

Wird für die Entscheidungsmessungen ein nuklidspezifisches Messverfahren angewendet, so werden Hochrechnungsfaktoren verwendet. Ein Nuklidvektor muss nicht bestimmt werden.

Reststoffbearbeitung

Hier werden die Reststoffe für die nachfolgenden Messungen und die anschließende Entsorgung vorbereitet, also z. B. zerlegt oder dekontaminiert und die freigabehöfliche Fraktion separiert.

Orientierungsmessung

Die zur Freigabe vorgesehenen Reststoffe werden mittels geeigneter Messverfahren auf ihre Freigabefähigkeit geprüft. Bei den Orientierungsmessungen handelt es sich in der Regel um Messungen, bei denen die möglicherweise vorhandene Kontamination auf der messbaren Oberfläche näher untersucht wird, wie beispielsweise der Nachweis einer hinreichend homogenen Verteilung der Aktivität auf der Oberfläche. Damit wird auch sichergestellt, dass die Bedingungen zum Herausbringen aus dem Kontrollbereich in den Überwachungsbereich eingehalten werden.

Diese Reststoffe können auf Pufferlagerflächen im Überwachungsbereich gebracht werden. Die gelagerten Reststoffe werden geeignet gekennzeichnet und vor dem Zugriff Unberechtigter sowie vor Verwechslung geschützt.

Qualifizierte Freigabemessung (Entscheidungsmessung)

Die Entscheidungsmessung ist die qualifizierte Freigabemessung, mit der der Nachweis der Freigabefähigkeit des Reststoffs erbracht wird, d. h. die Einhaltung der vorgegebenen massen- und ggf. der oberflächenspezifischen Freigabewerte und festgelegten Randbedingungen der §§ 31 – 42 StrlSchV /7/.

Die Entscheidungsmessung erfolgt mittels geeigneter Messverfahren, deren Auswahl und Anwendung mit der zuständigen Behörde abgestimmt ist.

Material, das die Entscheidungsmessung erfolgreich durchlaufen hat, wird entsprechend gekennzeichnet auf Pufferlagerflächen gelagert, geschützt vor dem Zugriff Unberechtigter und vor Verwechslung.

Entlassung der Reststoffe aus der atomrechtlichen Überwachung

Für die Entlassung der Reststoffe aus der atomrechtlichen Überwachung werden zunächst Abgabechargen zusammengestellt, die sich durch gemeinsame Eigenschaften u. a. in Bezug auf das Entsorgungsziel auszeichnen. Für jede Abgabecharge wird dann die Freigabedokumentation erstellt.

Der vom Strahlenschutzverantwortlichen beauftragte Strahlenschutzbeauftragte prüft die Dokumentation und stellt die Übereinstimmung mit den Anforderungen gemäß §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ und den Inhalten des Freigabebescheids fest. Die zuständige Behörde prüft die vorgelegten Chargen bezüglich der Übereinstimmung mit den in §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ festgelegten Anforderungen für die Freigabe und bestätigt diese. Nach Vorliegen der behördlichen Bestätigung erteilt der Strahlenschutzbeauftragte die Zustimmung zum Abtransport.

Danach kann der Abtransport erfolgen. Die freigegebenen Reststoffe gelten nicht mehr als radioaktiv im Sinne des AtG und unterliegen – unter Berücksichtigung ggf. vorliegender Festlegungen und Anforderungen aus der Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ oder dem Freigabebescheid – den Bestimmungen des Kreislaufwirtschaftsgesetzes (KrWG) /21/ zur Entsorgung als konventionelle Abfälle.

6.4 Gebäude- und Geländefreigabe

Die Gebäude, Gebäude- und Raumbereiche des Kontrollbereichs werden der Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ zugeführt. Die Freigabemessungen (Entscheidungsmessungen) für die Freigabe der Gebäude zum Abriss oder zur Wieder-/Weiterverwendung werden grundsätzlich an der stehenden Struktur durchgeführt.

Bereiche, in denen der Nachweis der Freigabefähigkeit erbracht ist, werden verlassen und der Zugang wird gegen Wiederbetreten und gegen mögliche Rekontamination abgesichert. Die verlassenen Räume stehen für die Freigabe bereit.

Die Bodenflächen und Gebäude des Überwachungsbereichs des Kernkraftwerks Grohnde werden durch Herausgabe oder, sofern erforderlich, durch Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ aus der

atomrechtlichen Überwachung entlassen. Im Falle der Freigabe wird im Rahmen von Entscheidungsmessungen der Nachweis der Freigabefähigkeit erbracht.

Nach erfolgter Freigabe können die Gebäudestrukturen und befestigte Flächen nach dem geltenden konventionellen Baurecht abgerissen werden.

6.5 Freigabe bei anderen Genehmigungsinhabern

Alternativ zu entsprechendem Vorgehen im KWG kann eine Freigabe der bei Restbetrieb und Abbau anfallenden Reststoffe auch bei anderen Genehmigungsinhabern inner- oder außerhalb des Bundesgebietes erfolgen, wenn die entsprechenden Genehmigungen für den Genehmigungsinhaber zur Freigabe unter Berücksichtigung des 10 µSv-Konzepts vorliegen.

6.6 Wiederverwendung und kontrollierte Verwertung im kerntechnischen Bereich

Bei der Nutzung der Entsorgungswege „Wiederverwendung und kontrollierte Verwertung im kerntechnischen Bereich“ werden die Reststoffe in einer anderen kerntechnischen Einrichtung weitergenutzt bzw. verwertet.

Gegebenenfalls können bewegliche Gegenstände, Werkzeuge und sonstige ausgebaute Anlagenteile wie Armaturen, Pumpen, Motoren etc. im kerntechnischen Bereich wiederverwendet werden.

Bei der kontrollierten Verwertung werden Metallschrotte an einen anderen Genehmigungsinhaber abgegeben, der die Schrotte in geeigneten Anlagen zu Produkten für die Verwendung im kerntechnischen Bereich verarbeitet (z. B. Herstellung von Behältern für radioaktive Abfälle). Dabei sind die Annahmebedingungen der jeweiligen Verwertungsanlage einzuhalten.

Die Abgabe nach § 94 StrlSchV /7/ zur Wiederverwendung oder kontrollierten Verwertung im kerntechnischen Bereich ist mit einem Eigentumsübertrag verbunden.

6.7 Herausbringen

Bei allen Materialien im Kontrollbereich wird grundsätzlich angenommen, dass sie kontaminiert oder aktiviert sein könnten. Beim Verlassen des Kontrollbereichs im Rahmen des Herausbringens wird deshalb ein Verfahren nach § 58 StrlSchV /7/ (Herausbringen) durchgeführt.

Herausbringen kommt dabei nur in Frage, wenn es sich um *„bewegliche Gegenstände, insbesondere Werkzeuge, Messgeräte, Messvorrichtungen, sonstige Apparate, Anlagenteile oder Kleidungsstücke“* handelt, die aus dem Kontrollbereich *„zum Zweck der Handhabung, Nutzung oder sonstigen Verwendung mit dem Ziel einer Wiederverwendung oder Reparatur außerhalb eines Strahlenschutzbereichs“* aus dem Kontrollbereich herausgebracht werden sollen.

Das Herausbringen nach § 58 StrlSchV /7/ ist im Betriebshandbuch (BHB) geregelt.

6.8 Herausgabe

Im Überwachungsbereich des Kernkraftwerks Grohnde fallen Materialien an (z. B. bewegliche Gegenstände, Anlagen oder Anlagenteile), die aus dem genehmigungspflichtigen Umfang (Tätigkeit im Sinne des § 4 Abs. 1 StrlSchG /2/) stammen und für die kein Erfordernis für eine Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ oder ein Herausbringen nach § 58 StrlSchV /7/ besteht.

Für die Entfernung dieser Materialien aus dem Überwachungsbereich des KWG ist das Verfahren der Herausgabe als formelle Entlassung aus der atomrechtlichen Überwachung vorgesehen, wie es im KWG im Leistungsbetrieb durchgeführt wird. In diesem Verfahren werden Plausibilitätsbetrachtungen unter Berücksichtigung der Betriebshistorie sowie ggf. Beweissicherungsmessungen durchgeführt. Die Ergebnisse von durchgeführten Beweissicherungsmessungen werden dokumentiert.

Nach diesem Verfahren können auch Bodenflächen entlassen (herausgegeben) werden.

Die Vorgehensweise ist in innerbetrieblichen Anweisungen beschrieben und beinhaltet eine Bewertung durch den Strahlenschutzbeauftragten.

6.9 Radioaktive Abfälle

Reststoffe, die nicht nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ als nicht radioaktive Stoffe freigegeben oder der Wiederverwendung oder kontrollierten Verwertung im kerntechnischen Bereich als radioaktive Stoffe zugeführt werden können, werden als radioaktiver Abfall beseitigt. Die geordnete Beseitigung von Material als radioaktiver Abfall erfolgt gemäß den Bestimmungen der „Atomrechtlichen Entsorgungsverordnung“ (AtEV) /18/ sowie den Vorgaben der „Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung“ /19/ und der „Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Reststoffe und radioaktiver Abfälle“ /20/.

In Abbildung 6-4 ist die Unterteilung der radioaktiven Abfälle und deren Behandlung schematisch dargestellt.

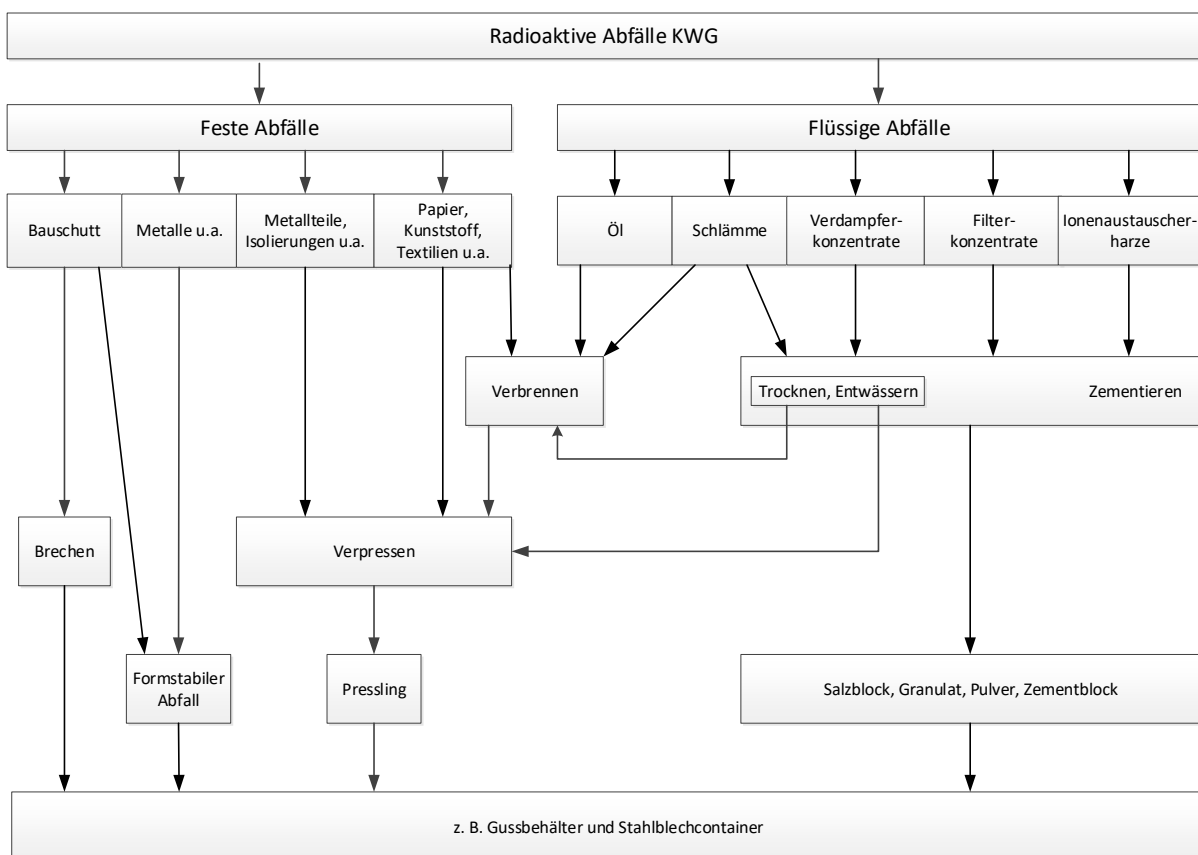


Abbildung 6-4: Schematisierte Darstellung der Behandlung radioaktiver Abfälle

Jede Konditionierung von radioaktiven Abfällen erfolgt

- zur Herstellung von Abfallgebinden durch Verarbeiten und Verpacken, mit dem Ziel das Volumen der Abfälle und damit das Transport- und Lagervolumen möglichst gering zu halten,
- intern mit KWG-eigenen Mitteln, mobilen Konditionierungsanlagen oder in externen Konditionierungsstätten,
- unter Beachtung der Anforderungen an die fachgerechte Verpackung, der Annahmebedingungen des jeweiligen Lagers sowie bei einem Transport auf öffentlichen Verkehrswegen unter Beachtung des Transportrechts, und
- im Rahmen einer von der zuständigen Behörde zugestimmten Kampagne auf Grundlage eines von der zuständigen Behörde freigegebenen Ablauf- bzw. Prüffolgeplans.

Im Fall der extern stattfindenden Konditionierung von radioaktiven Abfällen kommen die Abgabe

- zur Dekontamination,
- zum Einschmelzen,
- zur Verbrennung,
- zur (Hochdruck-)Verpressung und
- zur Durchführung eines anderen Konditionierungsverfahrens

in Betracht.

Die radioaktiven Abfälle werden gemäß den Anforderungen des hier einschlägigen § 2 EntsÜG /17/ fachgerecht verpackt. Die Einhaltung der Vorgaben zur fachgerechten Verpackung wird vom Sachverständigen der BGE sowie die Einhaltung der Annahmebedingungen des jeweiligen Lagers von der für das Lager zuständigen Aufsichtsbehörde bestätigt.

Die Abfälle werden ggf. nach einer Pufferlagerung

- in internen Lägern,
- in der TBH-KWG entsprechend den Annahmebedingungen aufbewahrt oder
- für den Abtransport in ein externes Zwischenlager (z. B. ALG oder TBL-Ahaus), ein Endlager des Bundes oder ein zentrales Bereitstellungslager bereitgestellt.

Dabei geht mit Feststellung/Bestätigung der fachgerechten Verpackung durch die BGE gemäß § 2 Abs. 2 EntsÜG /17/ die Entsorgungsverantwortung für das Abfallgebilde an den Bund über. Die uneingeschränkte atomrechtliche Verantwortung verbleibt bei dem Zwischenlagerbetreiber bis zum Abtransport der Gebinde.

6.9.1 Feste radioaktive Rohabfälle

Die festen radioaktiven Abfälle, wie z. B.

- kontaminierter und ggf. aktivierter Metallschrott,
- aktivierte Core-Bauteile,
- kontaminierter und ggf. aktivierter Bauschutt,
- Aktivkohle,
- Schwebstofffilter,
- Isoliermaterial und
- weitere brennbare oder pressbare Mischabfälle (z. B. Schutzkleidung, Reinigungsmaterial, Folien),

lassen sich grundsätzlich in die Abfallarten

- brennbar,
- pressbar und
- formstabil (nicht pressbar)

unterteilen. Die pressbaren Abfälle enthalten auch brennbaren Abfall, der aber die Annahmebedingungen für die Verbrennung nicht erfüllt, z. B. aus radiologischen Gründen oder weil unzulässige Stoffe wie Asbest enthalten sind.

Brennbarer Abfall wird bei Einhaltung der Annahmebedingungen der Verbrennungsanlage extern verbrannt. Die entstehenden Prozessabfälle in Form von Aschen und Filtern werden konditioniert und fachgerecht verpackt.

Pressbarer Abfall wird in Presstrommeln vorverdichtet und kann anschließend intern oder extern verpresst werden. Noch erhebliche Restfeuchte enthaltender Abfall bzw. die entstandenen Presslinge werden in geeigneten Trocknungsanlagen bis auf die zulässigen Feuchtegehalte getrocknet und fachgerecht verpackt.

Die Verpressung fester formstabiler Abfälle ist nicht sinnvoll. Ist eine Verbrennung oder Verpressung nicht möglich oder sinnvoll, können feste radioaktive Abfälle (z. B. Metallschrotte) auch ohne weitere Behandlungsschritte unter Einhaltung der entsprechenden Annahmebedingungen externer Konditionierungsstätten und Läger und den Anforderungen an die fachgerechte Verpackung direkt verpackt werden. Bauschutt wird auch zum Verfüllen von Restvolumina in beladenen Abfallbehältern verwendet (Resthohlraumverfüllung).

6.9.2 Flüssige radioaktive Rohabfälle

Die flüssigen bzw. einen hohen Feuchtegehalt aufweisenden radioaktiven Rohabfälle fallen insbesondere an als

- Verdampferkonzentrat (VDK),
- Ionenaustauscherharze,
- Öle,
- Filterkonzentrate und
- Schlämme.

Sie werden in den dafür vorgesehenen Systemen gesammelt und lassen sich zum Teil verbrennen (z. B. Öl), zum Teil nach Trocknung verpressen (z. B. Schlämme) oder direkt nach Trocknen, Entwässern und/oder Zementieren, unter Beachtung der Vorgaben zur fachgerechten Verpackung, verpacken.

6.10 Konventionelle Abfälle

Konventionelle Abfälle fallen sowohl aus dem Betrieb von Restbetriebssystemen als auch beim Abbau der Anlage an. Sie stammen aus dem konventionellen Teil der Kraftwerksanlage, aus Freigaben nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ oder aus der Herausgabe.

Den mengenmäßig größten Anteil bilden Bauschutt, Eisen-/Nichteisenmetalle und Kabel. Hinzu kommen gewerbeabfallähnliche Abfälle sowie Betriebschemikalien, Altöle oder Lösungsmittel.

Das Spektrum der Abfallarten ändert sich im Restbetrieb gegenüber dem Leistungsbetrieb des KWG nur wenig. Jedoch verschieben sich die Mengenanteile auf Grund der großen Massen an Bauschutt und Metallschrotten.

Die Entsorgung der konventionellen Abfälle erfolgt nach den Vorgaben der einschlägigen Gesetze und Verordnungen, insbesondere des Kreislaufwirtschaftsgesetzes (KrWG) /21/ sowie der auf dieser Rechtsgrundlage erlassenen Verordnungen.

7. STRAHLENSCHUTZ

7.1 Aufgaben

Die Organisation und die praktische Umsetzung aller Aspekte des Strahlenschutzes im KWG sind umfassend in der Strahlenschutzordnung des KWG, einem Teil des Betriebshandbuchs (BHB), und in nachgeordneten Dokumenten auf Basis des Strahlenschutzgesetzes (StrlSchG, /2/), der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV, /7/) und des untergesetzlichen Regelwerks geregelt. Die Strahlenschutzmaßnahmen werden entsprechend den Anforderungen des Abbaus angepasst und administrativ analog zum Leistungsbetrieb bzw. Nachbetrieb gestaltet. Der Strahlenschutz wird frühzeitig in die Planung und Ausführung der Abbauschritte, Instandhaltungsvorgänge, Neuinstallationen usw. eingebunden.

Nach Abtransport der letzten bestrahlten Brennelemente sowie der Sonderbrennstäbe zur Zwischenlagerung sind für die Stilllegung und den Abbau noch das Schutzziel „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und das grundlegende radiologische Sicherheitsziel „Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung“ relevant. Das Schutzziel „Vermeidung unnötiger Strahlenexposition, Begrenzung und Kontrolle der Strahlenexposition des Betriebspersonals und der Bevölkerung“ gemäß den „ESK-Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen“ /5/ bleibt ebenfalls relevant.

Dazu gehört im Strahlenschutz unter anderem das Minimierungsgebot gemäß § 8 StrlSchG /2/ (ALARA-Prinzip), nach dem jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls und unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik auch unterhalb von Grenzwerten so gering wie möglich zu halten ist.

Die daraus abgeleiteten Aufgaben des Strahlenschutzpersonals während Stilllegung und Abbau sind u. a.:

- Überwachung des Zugangs zu Kontrollbereichen,
- Mitarbeit bei der Arbeitsvorbereitung und Planung,
- Arbeitsplatzfreigabe und Arbeitsplatzüberwachung,
- Mitarbeit bei der Einführung und Entwicklung von Arbeitsmethoden zum Abbau und deren Freigabe aus Sicht des Strahlenschutzes,
- Festlegung von Strahlenschutzmaßnahmen für Personal sowie Überwachung der Tätigkeiten,

- Ermittlung und Verwaltung der Personendosen und sonstiger strahlenschutzrelevanter Personendaten,
- Überwachung des Reststoffmanagements,
- Überwachung der Dekontamination,
- Überwachung von gelagerten radioaktiven Stoffen,
- Emissions- und Immissionsüberwachung,
- Durchführung des Freigabe- und Herausgabeverfahrens,
- Herausbringen von beweglichen Gegenständen aus dem Kontrollbereich.

7.2 Strahlenschutzbereiche

Das Betriebsgelände des KWG beinhaltet neben den Strahlenschutzbereichen des Kernkraftwerks auch Strahlenschutzbereiche weiterer kerntechnischer Anlagen (siehe Kapitel 1.7), die allerdings nicht Gegenstand der folgenden Ausführungen sind.

Je nach Höhe der im jeweiligen Bereich möglichen Strahlenexposition bzw. Ortsdosisleistung werden im Kernkraftwerk Grohnde folgende Strahlenschutzbereiche unterschieden:

- Überwachungsbereiche
- Kontrollbereiche
- Sperrbereiche als Teil des Kontrollbereiches

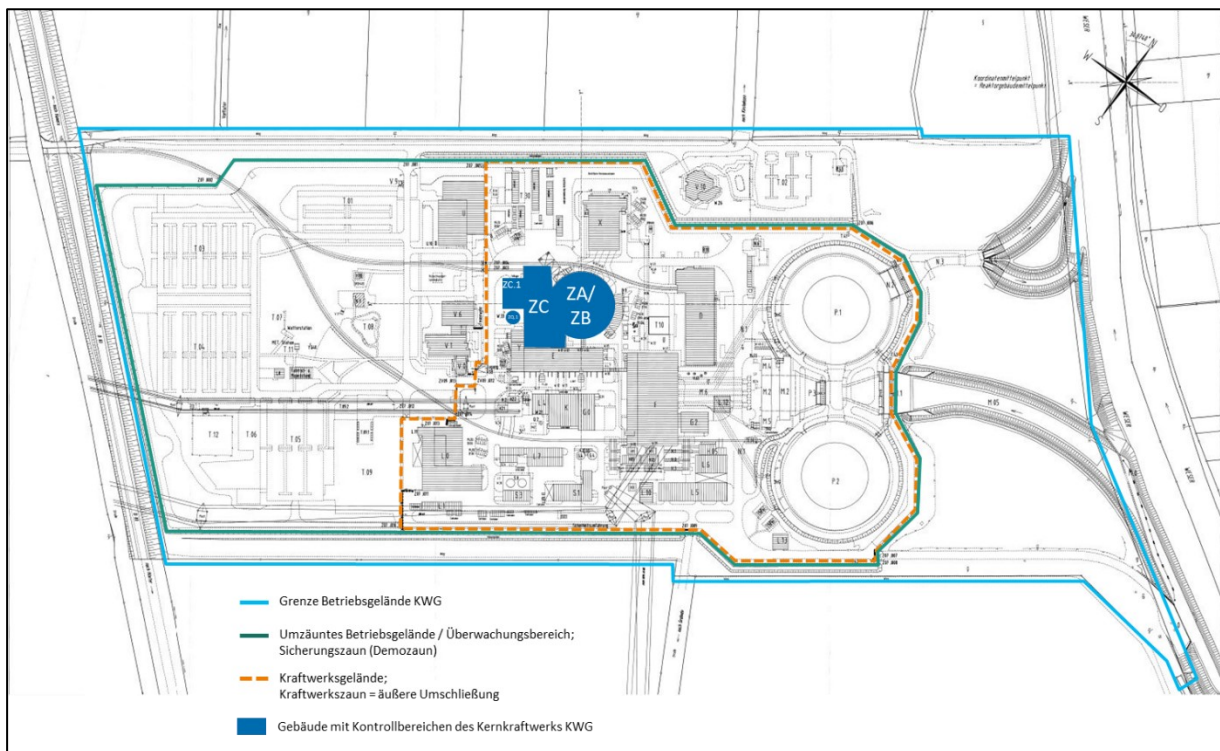


Abbildung 7-1: zeigt die Strahlenschutzbereiche des Kernkraftwerks Grohnde und ihre Lage auf dem Betriebsgelände (Sperrbereiche sind bei Bedarf eingerichtete Teile der Kontrollbereiche und werden nicht gesondert dargestellt).

Der Zutritt zu den Strahlenschutzbereichen wird gemäß § 55 StrlSchV /7/ geregelt und überwacht. Das Betreten und Verlassen der Strahlenschutzbereiche des Kernkraftwerks Grohnde erfolgt während des Abbaus grundsätzlich wie im Leistungsbetrieb bzw. Nachbetrieb. Alle hierfür erforderlichen Einrichtungen sind vorhanden und werden vorerst weiterbetrieben.

Der Überwachungsbereich des KWG gemäß § 52 Abs. 2 S. 1 Nr. 1 StrlSchV /7/ beginnt am Sicherungszaun (Demozaun) und endet an den Grenzen der Kontrollbereiche.

Im Zuge der Vorbereitungen der Stilllegung und des Abbaus ist geplant, den Überwachungsbereich auf das vom Kraftwerkszaun umgebene Kraftwerksgelände zurückzuziehen. Durch Messungen wurde sichergestellt, dass der Überwachungsbereich außerhalb des Kraftwerksgeländes kontaminationsfrei ist.

Die Kontrollbereiche des KWG gemäß § 52 Abs. 2 S. 1 Nr. 2 StrlSchV /7/ bleiben vorerst in dem Umfang erhalten, den sie während des Leistungsbetriebs hatten. Kontrollbereiche sind abgegrenzt und deutlich sichtbar und dauerhaft mit dem Zusatz „Kontrollbereich“ gekennzeichnet. Die Kontrollbereichsbegehungen werden erfasst und dokumentiert.

Bei Bedarf können Teile der Kontrollbereiche aufgehoben werden. Die Aufhebung von Kontrollbereichen erfolgt gemäß den Vorgaben der StrlSchV /7/ und den entsprechenden Empfehlungen und Regeln der Technik.

Andererseits können im Überwachungsbereich bei Erfordernis zusätzliche Kontrollbereiche eingerichtet werden. Diese werden vom Strahlenschutzverantwortlichen beauftragten Strahlenschutzbeauftragten festgelegt und den Gegebenheiten angepasst. Sie werden so abgegrenzt und gesichert, dass sie nicht unkontrolliert betreten werden können. Der Zugang zu diesen zusätzlich eingerichteten Kontrollbereichen ist nur unter Kontrolle des Strahlenschutzpersonals gestattet.

Sperrbereiche werden, soweit nach StrlSchV /7/ erforderlich, vom Strahlenschutzbeauftragten festgelegt und den Gegebenheiten angepasst. Sie werden so abgegrenzt und gesichert, dass sie nicht unkontrolliert betreten werden können. Der Zugang zu diesen Bereichen ist nur unter Kontrolle des Strahlenschutzpersonals gestattet.

Die Sperrbereiche sind mit dem Strahlenwarnzeichen und dem Zusatz "Sperrbereich – Kein Zutritt" gekennzeichnet. Sperrbereiche sind darüber hinaus gegen unkontrolliertes Hineingelangen, auch mit einzelnen Körperteilen, abgesichert.

7.3 Strahlenschutzmaßnahmen und Überwachung

7.3.1 Arbeitsplatzüberwachung

Alle Arbeiten in den Kontrollbereichen müssen vom Strahlenschutzbeauftragten oder einer von ihm beauftragten Person freigegeben und vom Strahlenschutzpersonal überwacht werden.

Bei umfangreichen und/oder dosisintensiven Arbeiten werden Arbeitsablaufpläne mit entsprechenden Dosisabschätzungen gemäß „Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei Tätigkeiten der Instandhaltung, Änderung, Entsorgung und des Abbaus in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen (IWRS II)“ /22/ erstellt. Ggf. werden einzelfallbezogene Strahlenschutzmaßnahmen oder andere dosisminimierende Vorgehensweisen festgelegt.

Im KWG werden vorhandene Systeme zur Ortsdosisleistungs- und Luftaktivitätsüberwachung bedarfsgerecht weiterbetrieben. Neben der routinemäßigen Kontrolle durch die kontinuierlich messenden Systeme (Raumluft, Ortsdosisleistung) werden regelmäßig zusätzliche Ortsdosisleistungsmessungen, ebenso wie Luftaktivitäts- und Kontaminationsmessungen durchgeführt. Sämtliche strahlenschutzrelevanten Arbeiten werden überwacht. Bei Bedarf erfolgt der Einsatz von mobilen Mess- und

Überwachungsgeräten. Auf Grundlage der Messergebnisse werden Personenschutzmaßnahmen festgelegt. Messergebnisse werden protokolliert und archiviert.

7.3.2 Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung

Im Rahmen der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung werden u. a. folgende Messungen durchgeführt:

- Messungen der Personendosis und Messungen im Rahmen der Inkorporationsüberwachung,
- Dosisleistungsmessungen an Anlagenteilen und in Arbeitsbereichen,
- Kontaminationsmessungen,
- Messungen der Aktivität an Materialien (z. B. an Abfällen und Reststoffen),
- Messungen der Aktivitätskonzentrationen in der Raumluft,
- Messungen zur Überwachung der Aktivitätsrückhaltung,
- Messungen im Rahmen der Emissions- und Immissionsüberwachung.

Hierzu werden mobile und festinstallierte Messgeräte betrieben, z. B.:

- elektronische Personendosimeter,
- Personenmonitore am Kontrollbereichsausgang,
- Messstellen im Überwachungsbereich an den Ausgängen des äußeren Sicherheitsbereichs,
- Ortsdosisleistung-Messgeräte zur Raum- und Arbeitsplatzüberwachung,
- tragbare Kontaminationsmonitore,
- nuklidspezifische Messplätze,
- Messplätze für Wisch- und Aerosolproben,
- Einrichtungen zur Raumluftüberwachung,
- Einrichtungen zur Aktivitätsüberwachung/-bilanzierung Fortluftpfad,
- Einrichtungen zur Aktivitätsüberwachung/-bilanzierung Abwasserpfad,
- Einrichtungen zur Kreislaufaktivitätsüberwachung,

- Einrichtungen zur Immissionsüberwachung,
- Messeinrichtungen zur Inkorporationsüberwachung.

Weitere Messeinrichtungen werden im Rahmen der Reststoffbearbeitung und Freigabe betrieben, wie beispielsweise eine Freimessanlage.

Die Strahlungsmessgeräte erfüllen die Anforderungen von § 90 StrlSchV /7/ und des untergesetzlichen Regelwerkes (KTA, DIN sowie einschlägige SSK-Empfehlungen). Sie werden regelmäßig gewartet und wiederkehrend geprüft. Der Bestand an Messgeräten aus dem Leistungs-/Nachbetrieb wird auch im Restbetrieb benutzt. Die Anzahl einzelner Gerätetypen wird den Anforderungen des Abbaus angepasst.

7.3.3 Personenschutzmaßnahmen

Im Rahmen der Arbeitsvorbereitung werden für die geplanten Arbeiten die jeweils erforderlichen Schutzmaßnahmen festgelegt. Die Einhaltung der Maßnahmen wird durch Strahlenschutzpersonal in der Anlage überprüft. Als Schutzmaßnahmen werden beispielsweise angewendet:

- Beschränkung der Aufenthaltsdauer im Arbeitsbereich,
- Verwendung von Abschirmungen,
- Abstand von der Strahlenquelle (z. B. Einsatz fernbedienbarer/fernhandzierter Arbeitsgeräte),
- Tragen von Schutzkleidung,
- Tragen von Atemschutz,
- Einsatz mobiler Absaugungen,
- Unterweisung nach § 63 StrlSchV /7/.

Die Durchführung des betrieblichen Strahlenschutzes stellt die Begrenzung und Minimierung der Strahlenexposition der im KWG tätigen Personen gemäß StrlSchG /2/ sicher.

7.3.4 Personenüberwachung

Soweit nach Maßgabe des § 64 Abs. 1 StrSchV /7/ erforderlich, wird die Körperdosis ermittelt. Durch den betrieblichen Strahlenschutz wird sichergestellt, dass alle Personen, die Kontrollbereiche betreten, in die Personenüberwachung einbezogen werden. Die Messung der Personendosis wird bei allen tätigen Personen, die den Kontrollbereich betreten, mit zwei voneinander unabhängigen Verfahren durchgeführt:

- mit einem betrieblichen, jederzeit ablesbaren, elektronischen Dosimeter

und

- mit einem von einer behördlich bestimmten Messstelle ausgegebenen und regelmäßig ausgewerteten Dosimeter, dem sog. amtlichen Dosimeter.

Zusätzlich können weitere Dosimeter zum Einsatz kommen, z. B. zur Messung von Teilkörperdosen bei Tätigkeiten an Anlagenteilen, an denen eine höhere Ortsdosisleistung herrscht, oder in inhomogenen Strahlenfeldern.

Das gesamte beruflich strahlenexponierte Personal wird regelmäßig hinsichtlich möglicher Inkorporation überwacht.

Besteht aufgrund von Luftaktivitätsmessungen oder äußerer Kontamination einer Person der Verdacht, dass diese Person radioaktive Stoffe in den Körper aufgenommen hat, so veranlasst der Strahlenschutzbeauftragte unverzüglich eine Inkorporationsmessung.

Bei temporären Kontrollbereichen kann die Überprüfung der Kontamination an Personen beim Verlassen des temporären Kontrollbereichs entfallen, wenn der Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen ausgeschlossen ist.

Die Ergebnisse der Personenüberwachung werden dokumentiert und archiviert.

7.4 Aktivitätsrückhaltung

Während des Abbaus des KWG werden Vorkehrungen und Maßnahmen getroffen, die insbesondere der Einhaltung des Schutzziels „Einschluss der radioaktiven Stoffe“ und somit der Vermeidung einer unkontrollierten Ausbreitung radioaktiver Stoffe innerhalb des Kontrollbereichs und nach außen

dienen. Die Maßnahmen zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe werden beim Abbau der Anlage entsprechend den Maßnahmen im Leistungsbetrieb aufrechterhalten, soweit es der jeweilige Zustand der Anlage erfordert. Hierzu gehören insbesondere:

- Die Gebäudeintegrität der Kontrollbereiche wird als Barriere gegen Freisetzung und Verschleppung radioaktiver Stoffe aufrechterhalten.
- Die Verhinderung des Übertritts kontaminierter Flüssigkeiten in Kühlkreisläufe erfolgt durch mechanische Barrieren und Druckstaffelung. Die Wirksamkeit dieser Barrieren wird durch Überwachung der Radioaktivität in den einzelnen Kreisläufen überwacht.
- Die Kontrollbereichsein- und -ausgänge werden auf Kontaminationsverschleppung überwacht.
- Der Betrieb der Lüftungstechnischen Anlage zur gerichteten Luftströmung von außen in den Kontrollbereich, zur Lüftungstechnischen Trennung von Räumen mit unterschiedlichem Aktivitätsinventar, zur bedarfsweisen Filterung des Fortluftvolumenstroms und zur Emissionsüberwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft wird aufrechterhalten.
- Bei einem Ausfall der gesamten Lüftungsanlage werden alle Arbeiten solange eingestellt, bis eine gerichtete Luftströmung in den Kontrollbereich wiederhergestellt wurde.
- Das Abwassersammel- und -aufbereitungssystem mit den erforderlichen Einrichtungen zum Sammeln und Aufbereiten der im Kontrollbereich anfallenden Wässer und zur Emissionsüberwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser wird weiterbetrieben, solange noch Wasser im Kontrollbereich anfallen kann.
- Das Ergreifen von anlagenbezogenen Strahlenschutzmaßnahmen bei der Durchführung der Arbeiten zum Abbau des KWG, wie beispielsweise
 - Handhabung von Flüssigkeiten und Filterhilfsmitteln mit radioaktiven Stoffen innerhalb geschlossener Systeme oder Behälter,
 - Auswahl von Arbeitsverfahren mit möglichst geringer Aerosolbildung,
 - Einsatz mobiler Einrichtungen zur Luftführung und Luftfilterung bei Tätigkeiten,
 - Installation von Einrichtungen zur mobilen und stationären Überwachung der Raumluft,
 - Errichtung von Einhausungen,

- Einrichtung von Kontaminationsbereichen mit besonderen Anforderungen an persönliche Strahlenschutzmaßnahmen,

grenzt eine mögliche Kontamination auf die Arbeitsbereiche ein.

Die oben genannten Maßnahmen werden durch zahlreiche betriebliche Regelungen, insbesondere zur Handhabung von radioaktiven Stoffen, ergänzt.

7.5 Ableitung radioaktiver Stoffe

7.5.1 Ableitung von radioaktiven Stoffen mit der Fortluft

Für den Leistungsbetrieb sind Werte für die Ableitung mit der Fortluft genehmigt, für die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens nachgewiesen wurde, dass bei deren Einhaltung keine unzulässigen oder nachteiligen Auswirkungen auf die Umwelt oder die Bevölkerung zu besorgen sind. Aufgrund des langen Anlagenbetriebs und der in bisherigen Abbauvorhaben gewonnenen Erfahrungen werden für die Stilllegung und den Abbau des KWG Werte für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft beantragt, wie sie mit der Betriebsgenehmigung genehmigt wurden, wobei die Ableitungswerte für das Jod entfallen.

Mit dem Antrag nach § 7 Abs. 3 AtG /1/ auf Stilllegung und Abbau des KWG /3/ wurden folgende maximal zulässige Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft beantragt:

Radioaktive Aerosole:

| | |
|---|-------------|
| Innerhalb eines Kalenderjahres | 3,0 E+10 Bq |
| Innerhalb von 180 aufeinander folgenden Tagen | 1,5 E+10 Bq |
| Tageswert | 2,0 E+08 Bq |

Radioaktive Gase:

| | |
|---|-------------|
| Innerhalb eines Kalenderjahres | 9,0 E+14 Bq |
| Innerhalb von 180 aufeinander folgenden Tagen | 4,5 E+14 Bq |
| Tageswert ¹ | 4,0 E+12 Bq |

¹ Wie im Leistungs- und Nachbetrieb bezieht sich der Tageswert auf radioaktive Edelgase.

Selbst bei Ausschöpfung dieser beantragten Werte ergibt sich, auch bei konservativ abdeckender Berechnung und einer Einbeziehung der Vorbelastung, eine Strahlenexposition, die für alle Einzelpersonen der Bevölkerung weit unter dem Grenzwert von 0,3 mSv pro Kalenderjahr liegt (siehe Kapitel 7.6.2). Dies trifft auch für die Einhaltung der entsprechenden Organdosen zu.

7.5.2 Ableitung von radioaktiven Stoffen mit dem Abwasser

Die Genehmigungswerte zur Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser in die Weser sind in der gültigen Wasserrechtlichen Erlaubnis des Niedersächsischen Landesbetriebs für Wasserwirtschaft, Küsten- und Naturschutz (NLWKN) geregelt und bleiben vorerst unverändert.

Radioaktive Abwässer

Gesamtaktivität innerhalb eines Kalenderjahres:

| | |
|-------------------------------------|--------------|
| Summe Nuklidgemisch (ohne Tritium): | 5,55 E+10 Bq |
| Tritium: | 4,80 E+13 Bq |

Die Abgabe radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser innerhalb von 180 aufeinanderfolgenden Tagen darf jeweils nur die Hälfte der Jahreshöchstwerte betragen.

Es ist geplant, abbaubegleitend – spätestens nach Entfernen der BE und SBS (Abschnitt 1C) – eine neue Abgabelitung zu verlegen. Die Wasserrechtliche Erlaubnis wird zu diesem Zweck angepasst.

Bei Ausschöpfung dieser Werte und unter Berücksichtigung der Vorbelastung der Weser ergibt sich für beide Varianten (über das Kühlwasserbauwerk bzw. über eine neue Abgabelitung) eine maximale Strahlenexposition, die für alle Einzelpersonen der Bevölkerung deutlich unter dem Grenzwert von 0,3 mSv im Kalenderjahr liegt (siehe Kapitel 7.6.3). Dies trifft auch für die Einhaltung der entsprechenden Organdosen zu.

7.5.3 Emissionsüberwachung

Mit Beendigung des Leistungsbetriebs und nach Abtransport der BE und SBS reduziert sich das radioaktive Inventar der Anlage und damit das Gefahrenpotenzial deutlich.

Die Emissionsüberwachung während des Restbetriebs und des Abbaus erfolgt wie im Leistungs- und im Nachbetrieb entsprechend den Anforderungen und Vorgaben der „Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen“ /23/. Der Umfang richtet sich nach den Erfordernissen des Restbetriebs und des Abbaus und wird im Betriebshandbuch (BHB) detailliert festgelegt.

Dementsprechend wird die Fortluft mit den bestehenden Einrichtungen auf radioaktive Aerosole und Gase einschließlich Kohlenstoff 14 und Tritium überwacht. Die Überwachung auf radioaktive Aerosole und Gase erfolgt durch kontinuierliche Messung sowie durch kontinuierliche Sammlung von Proben und Bilanzierung der abgeleiteten Nuklide.

Das radioaktive Abwasser sowie die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abwasser werden kontinuierlich und mittels Probenahmen überwacht und bilanziert.

Mit zunehmendem Abbaufortschritt kann der Umfang der Emissionsüberwachung angepasst und ggf. reduziert werden.

7.5.4 Immissionsüberwachung

Die Immissionsüberwachung erfolgt weiterhin im Rahmen der Umgebungsüberwachung. Dabei werden außerhalb der Anlage die Immissionen des KWG wie folgt überwacht:

- Überwachung der Direktstrahlung,
- Überwachung der Luft und des Niederschlags,
- Überwachung der Oberflächengewässer,
- Überwachung der am Boden und auf Bewuchs abgelagerten Aerosolaktivität,
- Überwachung durch Messung der meteorologischen Verhältnisse,
- Überwachung von Fischen, Sediment, Milch und Futtermittel,

- Überwachung von Grundwasser, Trinkwasser und von Wasserpflanzen,
- Überwachung von Nahrungsmitteln (Obst, Gemüse).

Hierzu wird ein Umgebungsüberwachungsprogramm entsprechend den Anforderungen und Vorgaben der „Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen“ /23/ durch PEL sowie einer unabhängigen Messstelle durchgeführt.

Zur Überwachung der Einhaltung der Anforderungen des § 80 StrlSchG /2/ werden unter anderem am Sicherungszaun (Demozaun) sowie im allgemeinen Staatsgebiet Dosimeter eingesetzt.

Mit zunehmendem Abbaufortschritt kann der Umfang der Immissionsüberwachung angepasst und ggf. reduziert werden.

7.6 Strahlenexposition in der Umgebung

7.6.1 Grundsätzliches

Die Strahlenexposition in der Umgebung einer kerntechnischen Anlage setzt sich aus folgenden Bestandteilen zusammen:

- Strahlenexposition durch die radiologische Vorbelastung,
- Strahlenexposition, die aus den genehmigten Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und dem Abwasser resultiert,
- Strahlenexposition aus Direktstrahlung, die aus dem genehmigten bzw. beantragten Umgang mit radioaktiven Stoffen in der Anlage resultiert.

In § 80 StrlSchG /2/ und § 99 StrlSchV /7/ in Verbindung mit § 193 StrSchV /7/ sind für die Strahlenexposition bzw. für die Summe der Einzelbeiträge zur Strahlenexposition Grenzwerte festgelegt, deren Einhaltung nachzuweisen ist.

Die Modelle und Parameter zur Berechnung der potenziellen Strahlenexposition aus Ableitungen für eine Referenzperson basieren auf der „Allgemeinen Verwaltungsvorschrift (AVV) zu § 47 StrlSchV“ (in der bis zum 31.12.2018 geltenden Fassung) /8/, wie es entsprechend den Regelungen zu den Übergangsfristen gemäß Übergangsvorschrift § 193 StrlSchV /7/ vorgesehen ist. Nach dieser

Übergangsvorschrift ist § 99 Abs. 1 StrlSchV /7/ nicht auf das vorliegende Genehmigungsverfahren anzuwenden. Es gelten vielmehr für Ableitungen mit der Fortluft und dem Abwasser die Grenzwerte des § 47 der bis zum 31.12.2018 geltenden Fassung der Strahlenschutzverordnung fort. Allerdings betragen die Grenzwerte für die effektive Dosis aus Ableitungen sowohl nach § 47 StrlSchV (in der bis zum 31.12.2018 geltenden Fassung) als auch nach § 99 Abs. 1 StrlSchV /7/ jeweils 0,3 mSv im Kalenderjahr.

Gemäß AVV /8/ wird die Strahlenexposition für jeweils sechs Altersgruppen an den ungünstigsten Einwirkstellen unter Berücksichtigung der in Anlage VII Teil A bis C der StrlSchV (in der bis 31.12.2018 geltenden Fassung) genannten Expositionspfade, Lebensgewohnheiten und übrigen Annahmen ermittelt.

Die Modelle und Parameter der AVV /8/ zur Berechnung der Strahlenexposition sind so festgelegt, dass bei deren Anwendung die für die Referenzperson berechnete Strahlenexposition sicher abdeckend ist für die Strahlenexposition jeder Einzelperson der Bevölkerung.

7.6.2 Ableitung mit der Fortluft

Die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft aus der Anlage KWG erfolgt über den vorhandenen Fortluftkamin. Durch Anpassung des Lüftungskonzepts im Verlauf des Abbaus wird die Ableitung radioaktiver Stoffe über ein geeignetes Ersatzsystem, bei dem sichergestellt ist, dass sich der Maximalwert der Dosis für die Referenzperson nicht erhöht, erfolgen. Die zugelassenen Werte für die Ableitung mit der Fortluft werden weiterhin aufsichtlich überwacht.

Bei der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft wurden gemäß StrlSchV /7/ folgende Expositionspfade berücksichtigt:

- a) zur Ermittlung der äußeren Strahlenexposition:
 - Exposition durch Betastrahlung innerhalb der Abluftfahne (Betasubmersion),
 - Exposition durch Gammastrahlung aus der Abluftfahne (Gammassubmersion),
 - Exposition durch Gammastrahlung der am Boden abgelagerten radioaktiven Stoffe (Gammabodenstrahlung);

b) zur Ermittlung der inneren Strahlenexposition:

- Exposition durch Aufnahme radioaktiver Stoffe mit der Atemluft (Inhalation),
- Exposition durch Aufnahme radioaktiver Stoffe mit Lebensmitteln (Ingestion) mit den Teilpfaden:
 - Luft → Pflanze,
 - Luft → Futterpflanze → Kuh → Milch,
 - Luft → Futterpflanze → Tier → Fleisch,
 - Luft → Muttermilch,
 - Luft → Nahrung → Muttermilch.

Für die Ermittlung der Ausbreitungsverhältnisse wurden die Wetterstatistiken des Standortes herangezogen.

Bei der Berechnung wurde hypothetisch angenommen, dass die beantragten Jahresableitungen von radioaktiven Stoffen mit der Fortluft vollständig ausgeschöpft werden. Als Jahresdosis gilt für alle Altersgruppen bei äußerer Strahlenexposition die im Bezugsjahr erhaltene Dosis, bei innerer Strahlenexposition die Folgedosis bis zum 70. Lebensjahr aufgrund der im Bezugsjahr erfolgten Inkorporation. Bei Expositionspfaden, die mit einer Anreicherung in der Umwelt verbunden sind, ist eine 50-jährige Akkumulationszeit vor dem Bezugsjahr berücksichtigt.

Die ungünstigste Einwirkstelle ist eine Stelle in der Umgebung des KWG, bei der auf Grund der Verteilung der abgeleiteten radioaktiven Stoffe in die Umwelt unter Berücksichtigung realer Nutzungsmöglichkeiten die höchste Strahlenexposition der Referenzperson durch deren Aufenthalt bzw. durch den Verzehr der dort erzeugten Lebensmittel zu erwarten ist.

Beim Kernkraftwerk Grohnde befindet sich diese ungünstigste Einwirkstelle ca. 1.700 m nordöstlich des Kamins. An diesem Punkt befindet sich ein bewaldeter Hügel, welcher die höchste Erhebung in unmittelbarer Umgebung des Kraftwerks ist. Es handelt sich dabei um den Punkt mit dem Maximum der Summe der Dosen aus der äußeren Strahlenexposition und der inneren Strahlenexposition. Als Aufenthaltsdauer wurde ein Daueraufenthalt mit 8.760 h/a für die Berechnung unterstellt.

Für die jeweiligen einzelnen Altersgruppen wurden folgende effektive Dosen für die Ableitung von radioaktiven Stoffen mit der Fortluft berechnet (siehe Tabelle 7-1).

Tabelle 7-1: Strahlenexposition aus Ableitungen mit der Fortluft nach Altersgruppen

| Altersgruppe | Jährliche effektive Dosis [mSv] |
|---------------------|--|
| < 1 Jahr | $3,6 \cdot 10^{-2}$ |
| 1 – 2 Jahre | $3,6 \cdot 10^{-2}$ |
| 2 – 7 Jahre | $3,5 \cdot 10^{-2}$ |
| 7 – 12 Jahre | $3,6 \cdot 10^{-2}$ |
| 12 – 17 Jahre | $3,8 \cdot 10^{-2}$ |
| > 17 Jahre | $3,4 \cdot 10^{-2}$ |

Unter Ausschöpfung der beantragten Werte für die Ableitungen mit der Fortluft wurde für KWG eine maximale effektive Dosis von $3,8 \cdot 10^{-2}$ mSv (= 0,04 mSv) im Kalenderjahr für die potenziell am höchsten belastete Altersgruppe der 12- bis 17-Jährigen (Grenzwert: 0,3 mSv im Kalenderjahr) berechnet.

Zusätzlich ist als Vorbelastung der Umgang mit radioaktiven Stoffen in der geplanten TBH-KWG mit einer effektiven Dosis von 10 µSv (= 0,01 mSv) im Kalenderjahr zu berücksichtigen.

Die Summe der Strahlenexpositionen durch Ableitungen mit der Fortluft (0,05 mSv im Kalenderjahr) liegt deutlich unter den Grenzwert von 0,3 mSv pro Kalenderjahr.

7.6.3 Ableitung mit dem Abwasser

Die Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser erfolgt zu Beginn der Stilllegung noch über das Kühlwasserrückgabebauwerk. Es ist geplant, den oberstromseitig gelegenen Auslaufkanal („Grohnder Kanal“) mit Nebenkühlwasser, in das die radioaktiven Abwässer eingemischt sind, zu beschicken. In den anderen Auslaufkanal („Hamelner Kanal“) wird Weserwasser eingeleitet. Das Weserwasser aus dem Hamelner Kanal legt sich an das linke Weserufer an und bildet damit gegenüber dem Abwasser aus dem Grohnder Kanal zunächst eine Schutzschicht. Die Einmischung der radioaktiven Abwässer geschieht im Abstrom nach rechts zur Wesermitte und nach links in diese Schutzschicht hinein.

Es ist geplant, abbaubegleitend - spätestens nach Entfernen der BE und SBS - eine neue Abgabelitung in die Mitte der Weser zu verlegen. Am Ende dieser Leitung befinden sich Austrittsdüsen für eine

möglichst schnelle Vermischung mit dem Weserwasser. Die Wasserrechtliche Erlaubnis wird dann angepasst.

Bei der Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser sind standortspezifisch folgende Expositionspfade zu berücksichtigen:

- a) zur Ermittlung der äußeren Strahlenexposition
 - Exposition durch Aufenthalt auf Sediment (Gammabodenstrahlung)
- b) zur Ermittlung der inneren Strahlenexposition durch Aufnahme radioaktiver Stoffe mit Lebensmitteln (Ingestion) durch:
 - Trinkwasser,
 - Wasser → Fisch,
 - Viehtränke → Kuh → Milch,
 - Viehtränke → Tier → Fleisch,
 - Beregnung → Futterpflanze → Kuh → Milch,
 - Beregnung → Futterpflanze → Tier → Fleisch,
 - Beregnung → Pflanze,
 - Muttermilch infolge der Aufnahme radioaktiver Stoffe durch die Mutter über die oben genannten Ingestionspfade,
 - Landwirtschaftliche Nutzung auf Überschwemmungsgebieten (Milch, Fleisch, Pflanzen, Muttermilch)

Die Abgabe von radioaktiven Stoffen mit dem Abwasser wurde hinsichtlich der für die Referenzperson in der Umgebung des KWG resultierenden Strahlenexposition für beide Varianten (über das Kühlwasserrückgabebauwerk bzw. über eine neue Abgabelitung) untersucht. Die für die verschiedenen zu betrachtenden Altersgruppen berechneten Strahlenexpositionen infolge der Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser liegen bei allen betrachteten Expositionsszenarien unterhalb der entsprechenden Dosisgrenzwerte.

Für die jeweiligen einzelnen Altersgruppen wurden folgende effektive Dosen für die Ableitung von radioaktiven Stoffen mit dem Abwasser bei Abgabe über das Kühlwasserbauwerk (Nahbereich und Fernbereich inkl. Vorbelastung) berechnet (siehe Tabelle 7-2).

Tabelle 7-2: Strahlenexposition aus Ableitungen mit dem Abwasser über das Kühlwasserbauwerk nach Altersgruppen

| Altersgruppe | Jährliche effektive Dosis [mSv] | |
|---------------|---------------------------------|---------------------|
| | Nahbereich | Fernbereich |
| < 1 Jahr | $1,0 \cdot 10^{-1}$ | $1,3 \cdot 10^{-1}$ |
| 1 – 2 Jahre | $8,5 \cdot 10^{-2}$ | $1,1 \cdot 10^{-1}$ |
| 2 – 7 Jahre | $7,3 \cdot 10^{-2}$ | $9,5 \cdot 10^{-2}$ |
| 7 – 12 Jahre | $7,9 \cdot 10^{-2}$ | $9,7 \cdot 10^{-2}$ |
| 12 – 17 Jahre | $8,9 \cdot 10^{-2}$ | $1,0 \cdot 10^{-1}$ |
| > 17 Jahre | $1,0 \cdot 10^{-1}$ | $1,1 \cdot 10^{-1}$ |

Für die jeweiligen einzelnen Altersgruppen wurden folgende effektive Dosen für die Ableitung von radioaktiven Stoffen mit dem Abwasser bei Abgabe über die neue Abgabeleitung (Nahbereich und Fernbereich inkl. Vorbelastung) berechnet (siehe Tabelle 7-3).

Tabelle 7-3: Strahlenexposition aus Ableitungen mit dem Abwasser über die neue Abgabeleitung nach Altersgruppen

| Altersgruppe | Jährliche effektive Dosis [mSv] | |
|---------------|---------------------------------|---------------------|
| | Nahbereich | Fernbereich |
| < 1 Jahr | $8,1 \cdot 10^{-2}$ | $1,3 \cdot 10^{-1}$ |
| 1 – 2 Jahre | $6,8 \cdot 10^{-2}$ | $1,1 \cdot 10^{-1}$ |
| 2 – 7 Jahre | $5,9 \cdot 10^{-2}$ | $9,5 \cdot 10^{-2}$ |
| 7 – 12 Jahre | $6,3 \cdot 10^{-2}$ | $9,7 \cdot 10^{-2}$ |
| 12 – 17 Jahre | $7,1 \cdot 10^{-2}$ | $1,0 \cdot 10^{-1}$ |
| > 17 Jahre | $8,1 \cdot 10^{-2}$ | $1,1 \cdot 10^{-1}$ |

Für den Nahbereich des KWG ergibt sich abdeckend für beide Varianten (Abgabe über das Kühlwasserrückgabebauwerk bzw. über eine neue Abgabeleitung) rechnerisch infolge genehmigter radioaktiver Ableitungen ohne Einbeziehung der Vorbelastungen eine maximale effektive Dosis von ca. 0,10 mSv im Kalenderjahr für die am höchsten belasteten Altersgruppen der Säuglinge (< 1 Jahr) mit Muttermilchernährung und der Erwachsenen (> 17 Jahre) (Grenzwert: 0,3 mSv im Kalenderjahr).

Im Fernbereich des Standortes KWG ergibt sich rechnerisch eine maximale effektive Jahresdosis von 0,04 mSv (Grenzwert: 0,3 mSv im Kalenderjahr) für die am höchsten belastete Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr) mit Muttermilchernährung.

Unter Einbeziehung der Vorbelastung der Weser durch andere Einleiter ergibt sich die höchste potenzielle Ausschöpfung der Dosisgrenzwerte aus Kombination von Fernbereich KWG, dem Nahbereich des KKK und von institutionellen Einleitern und Patientenausscheidungen.

Wie in Kap. 2.10 dargestellt, haben die Vorbelastungen der Weser durch KKK nur auf die Gesamtdosen im Fernbereich von KWG Einfluss. Durch die Vorbelastung des KKK (Nahbereich) ergibt sich für die verschiedenen Altersgruppen eine dadurch bedingte effektive Dosis im Bereich von 0,06 mSv bis 0,09 mSv im Kalenderjahr. Der maximale Wert für die effektive Dosis ergibt sich bei Säuglingen (< 1 Jahr) mit Muttermilchernährung (ca. 0,09 mSv im Kalenderjahr). Vorbelastungen durch medizinische Einrichtungen (Krankenhäuser, nuklearmedizinische Praxen etc.) im Gesamteinzugsbereich der Weser in den Bundesländern Niedersachsen, Hessen, Nordrhein-Westfalen, Thüringen, Sachsen-Anhalt, Bremen und Bayern wurden nicht im Einzelnen ermittelt. Ersatzweise werden die langjährigen Messwerte der Jod-131-Konzentrationen in der Weser in der Nähe der Standorte der Kernkraftwerke Grohnde und Unterweser durch den NLWKN herangezogen. Diese Messwerte erfassen alle institutionellen Einleiter und außerdem die Patientenausscheidung und sind damit für die medizinischen Einrichtungen abdeckend. Diese Messwerte liegen unterhalb von 4 mBq/l, oftmals auch unterhalb der Nachweisgrenzen. Letzteres gilt insbesondere im Bereich der Unterweser. Abdeckend wurde ein Konzentrationswert für Jod-131 von 5 mBq/l angesetzt, womit sich für die verschiedenen Altersgruppen eine effektive Dosis im Bereich von 0,3 µSv bis 1,5 µSv (= 0,0003 mSv bis 0,0015 mSv) im Kalenderjahr ergibt. Der maximale Wert für die effektive Dosis ergibt sich bei Säuglingen (< 1 Jahr) mit Muttermilchernährung (ca. 0,0015 mSv im Kalenderjahr).

Damit ergibt sich rechnerisch eine effektive Dosis von maximal 0,13 mSv im Kalenderjahr für die am höchsten belastete Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr) mit Muttermilchernährung (Grenzwert: 0,3 mSv im Kalenderjahr).

Unter Einbeziehung der Vorbelastung der Weser durch andere Einleiter ergibt sich rechnerisch im Nahbereich KWG (Berücksichtigung von Vorbelastung durch institutionelle Einleiter und Patientenausscheidungen) eine effektive Dosis von je 0,10 mSv im Kalenderjahr für die am höchsten belasteten Altersgruppen der Erwachsenen (> 17 Jahre) und der Säuglinge (< 1 Jahr) mit Muttermilchernährung (Grenzwert: 0,3 mSv im Kalenderjahr).

7.6.4 Direktstrahlung

Für die am Standort KWG vorhandenen potenziellen Direktstrahlungsquellen KWG und das Standortzwischenlager BZD wurde bereits in den entsprechenden atomrechtlichen Genehmigungsverfahren nachgewiesen, dass die Strahlenexposition in der Umgebung der Anlagen aus Direktstrahlung aufgrund der Abschirmwirkung der Gebäude praktisch vernachlässigbar ist.

Da die Gebäude während der Stilllegung und des Abbaus des KWG in ihrer Abschirmwirkung unbeeinträchtigt bleiben und die Abbauprozesse keine Strahlenquellen generieren, die in ihrer Quellstärke über denen aus Vorgängen während des Leistungsbetriebs liegen, sind für die Stilllegung und den Abbau des KWG keine höheren Strahlenexpositionen aus Direktstrahlung an den ungünstigsten Aufpunkten zu besorgen.

Im Rahmen der Stilllegung und des Abbaus erfolgen darüber hinaus Pufferlagerungen auf dem Kraftwerksgelände, die zu einer zusätzlichen Direktstrahlungskomponente führen.

Für diese Pufferlagerung gilt:

- Die Pufferlagerung erfolgt unter Verwendung geeigneter Verpackungen bzw. Behälter, die die radioaktiven Stoffe einschließen.
- Pufferlagerflächen außerhalb von Gebäuden werden in entsprechendem Abstand zur Grenze des Überwachungsbereichs eingerichtet und deren radiologische Auswirkungen routinemäßig durch den Strahlenschutz kontrolliert.
- Zur Minimierung der Strahlenexposition im Sinne des § 8 StrlSchG /2/ werden geeignete Maßnahmen, wie z. B. die Nutzung von Abschirmungen, die Einhaltung von Abständen oder die optimierte Aufstellung der Gebinde und Behälter, auf den Pufferlagerflächen durchgeführt.

Die durch die Pufferlagerung von radioaktiven Stoffen ausgehende Direktstrahlung wird durch die beschriebene Weise so begrenzt, dass am Sicherheitszaun (umzäuntes Betriebsgelände) eine effektive Dosis von 1 mSv im Kalenderjahr (Grenzwert gemäß § 80 StrlSchG /2/) unter Berücksichtigung der Vorbelastung und von Ableitungen über Fortluft und Abwasser im Kalenderjahr bei anzusetzenden 8.760 h/a Aufenthaltszeit eingehalten wird. Die Einhaltung wird im Rahmen des Umgebungsüberwachungsprogramms (vgl. Kapitel 7.5.4) u. a. mittels Dosimeter überwacht.

Die Abschätzung der Direktstrahlung erfolgt für die jeweils ungünstigsten Aufpunkte direkt am Sicherheitszaun bei Ausnutzung der gesamten Lagerkapazität sowohl in der TBH-KWG als auch für die

Pufferlagerflächen sowie des Standortzwischenlagers BZD. Die maximale effektive Dosis durch Direktstrahlung für eine Person der Bevölkerung wurde mit 0,39 mSv im Kalenderjahr berechnet.

Die vorliegenden Betrachtungen zur Direktstrahlung gelten für alle oben genannten Abbauvarianten während des Restbetriebs des KWG. Auch die im Rahmen des Restbetriebs und des Abbaus weiter verwendeten sowie geplanten Einrichtungen und Maßnahmen zur Überwachung radioaktiver Stoffe sind hierfür ausreichend.

7.6.5 Begrenzung der Strahlenexposition für die Bevölkerung

Für die Stilllegung und den Abbau des Kernkraftwerkes wurde die maximal zu erwartende Strahlenexposition ermittelt. Diese berücksichtigt Einzelbeiträge aus:

- beantragten Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Fortluft,
- genehmigten Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser,
- Direktstrahlung aus dem genehmigten bzw. beantragten Umgang mit radioaktiven Stoffen und
- unter Beachtung der radiologischen Vorbelastung des Standorts (Direktstrahlung und Ableitungen aus anderen Anlagen).

In der Tabelle 7-4 sind die effektiven Jahresdosen aus den Ableitungen aus Fortluft und Abwasser sowie aus Direktstrahlung zusammengestellt und dem zugehörigen Grenzwert aus § 80 StrlSchG /2/ gegenübergestellt.

Tabelle 7-4: Summe der Strahlenexpositionen

| Expositionspfad | Jährliche Strahlenexposition in mSv |
|---|--|
| Exposition aus der Fortluft (Bestrahlung, Inhalation, Ingestion) | |
| - KWG (unter Berücksichtigung der Vorbelastung) | 0,04 |
| - Standortzwischenlager BZD | -- |
| - TBH-KWG | 0,01 |
| Exposition aus Abwasser (Bestrahlung, Ingestion) | |
| - KWG (unter Berücksichtigung der Vorbelastung) | 0,13 |
| o <i>informativ: Nahbereich</i> | 0,10 |
| o <i>informativ: Fernbereich</i> | 0,13 |
| - Standortzwischenlager BZD | -- |
| - TBH-KWG | -- |
| Exposition aus Direktstrahlung (inkl. Vorbelastung aus TBH-KWG und BZD) | 0,39 |
| Summe | 0,57 |
| Grenzwert gemäß § 80 StrlSchG /2/ | 1,00 |

Für die Einzelperson der Bevölkerung beträgt die effektive Dosis durch Strahlenexposition im Kalenderjahr demnach ca. 0,6 mSv und liegt damit deutlich unter dem Grenzwert von 1 mSv pro Kalenderjahr gemäß § 80 StrlSchG /2/.

8. ORGANISATION UND BETRIEB

8.1 Aufbauorganisation

Für die Stilllegung und den Abbau des KWG wird eine Aufbauorganisation vorgehalten, die der zentralen Anforderung der Gewährleistung der Sicherheit der Anlage im Restbetrieb gerecht wird. Damit werden die Forderungen entsprechend § 7 Abs. 2 Nr. 1 AtG /1/ bezüglich der Bildung der notwendigen Organisationsstrukturen zur Gewährleistung der Anforderungen an die Sicherheit der Anlage erfüllt.

Die Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH & Co. oHG und die Gemeinschaftskraftwerk Weser GmbH & Co. oHG haben die Wahrnehmung der Pflichten und Aufgaben, die sich aus der Strahlenschutzverantwortung ergeben, vertraglich auf die PreussenElektra GmbH (PEL) übertragen. Innerhalb der Geschäftsführung der PEL nimmt ein Geschäftsführer die Aufgaben des Strahlenschutzverantwortlichen gemäß §§ 69 ff StrlSchG /2/ wahr. Er bestellt zur Sicherstellung der Belange des Strahlenschutzes während der Stilllegung und des Abbaus des KWG die erforderliche Anzahl an Strahlenschutzbeauftragten.

Die Geschäftsführung der PEL beauftragt den Leiter der Anlage (LdA) mit der Leitung und Beaufsichtigung der Stilllegung und des Abbaus der Anlage.

Zur Erfüllung seiner Aufgaben steht dem LdA eine Aufbauorganisation zur Verfügung, die aus Fachbereichen und Stabsstellen gebildet wird, die ihm direkt unterstehen. Die Fachbereiche werden weiter in Teilbereiche und Fachgruppen untergliedert. Zusätzlich sind Beauftragte benannt.

Zwischen den Organisationseinheiten sind die Aufgaben nach Sachzusammenhängen gegliedert und so voneinander abgegrenzt, dass die Zuständigkeits- und Verantwortungsbereiche klar ersichtlich sind.

Die Aufbauorganisation besteht zum Beginn des Restbetriebs insbesondere aus den Fachbereichen

- Betrieb
- Technik
- Rückbau
- Schutzfunktionen

Die Aufbauorganisation wird einhergehend mit den Fortschritten bei Stilllegung und Abbau der Anlage fortentwickelt und hinsichtlich ihrer Effizienz an die jeweiligen Anforderungen angepasst. Dazu werden im Rahmen der jeweils geltenden Regelungen im atomrechtlichen Aufsichtsverfahren entsprechende Anträge gestellt.

Es ist insbesondere vorgesehen, nachdem alle Brennelemente (BE) und Sonderbrennstäbe (SBS) aus der Anlage entfernt wurden, die Aufbauorganisation an das Aufgabenspektrum anzupassen. Diese soll dann aus den Fachbereichen

- Betrieb
- Rückbau
- Schutzfunktionen

bestehen. Die Aufgaben für den Restbetrieb, inkl. Schichtbetrieb und Instandhaltung, werden im Fachbereich Betrieb zusammengefasst und der Abbau und die Steuerung des Rückbaus werden im Fachbereich Rückbau zusammengefasst. Der Fachbereich Schutzfunktionen ist weiterhin verantwortlich für die die Aufgaben des Strahlenschutzes, der Objektsicherung, des Brandschutzes und der Entsorgung.

Im Betriebshandbuch (BHB) werden in dem Teil für die Betriebsordnungen die personellen und organisatorischen Regelungen, die Verantwortlichkeiten und Zuständigkeiten beschrieben.

8.2 Erhalt der Fachkunde während der Stilllegung und des Abbaus

Viele Stilllegungstätigkeiten, insbesondere bei Abbau von Anlagenteilen, sind in ihrer technischen Durchführung vergleichbar mit den bisherigen Vorgängen zur Instandhaltung, Wartung, Austausch und Erneuerung. Insoweit sind abbauspezifische Sicherheitsbetrachtungen lediglich für den ggf. anders zu bewertenden Zustand der Anlage, den Abbau von Komponenten im größeren Maßstab, für neu zu errichtende oder zu ändernde Systeme sowie für neue technische Verfahren erforderlich.

In den Fachkundeerwerb und den Fachkundeerhalt werden daher Themen aufgenommen, die für die Abwicklung der Stilllegung und des Abbaus relevant sind, wie beispielsweise die Erweiterung abbauspezifischer Kenntnisse bezüglich Methoden des Abbaus, Anpassung von Restbetriebssystemen, Dekontaminationsverfahren, Verhinderung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe und Behandlung und Entsorgung von radioaktiven Reststoffen und Abfällen.

Während des Abbaus können neue Schwerpunkte gesetzt werden und nach Entfernen der Brennelemente aus der Anlage („Brennelementfreiheit“) können Ausbildungsinhalte wie Reaktorphysik, Energiefreisetzung und Thermohydraulik entfallen.

Für das derzeitige Betriebs- und Fremdpersonal, das nach den gültigen Richtlinien seinen Fachkundenachweis erbracht hat, zielt der Fachkundeerhalt schwerpunktmäßig auf die anzupassenden Themenbereiche für den Arbeitsschutz, Brandschutz, Strahlenschutz und Umweltschutz sowie für den Restbetrieb, die Wartung und die Instandhaltung.

Für neues Betriebs- und Fremdpersonal beziehen sich die anlagenspezifischen Kenntnisse, abhängig vom Stand des Abbaus und der wahrzunehmenden Funktion, auf die noch im Betrieb befindlichen Systeme.

Darüber hinaus sind Kenntnisse der gesetzlichen Grundlagen und der administrativen Maßnahmen, insbesondere der Genehmigungsbescheide und der Betriebsordnungen, in einem dem Abbaufortschritt angepassten Umfang zu vermitteln.

Aufgrund der gewonnenen Erfahrungen während Stilllegung und Abbau werden die Ausbildungsinhalte den Gegebenheiten angepasst.

8.3 Regelungen zum Restbetrieb

Die Regelungen zum Restbetrieb umfassen im Wesentlichen:

- Betriebshandbuch (BHB),
- Prüfhandbuch (PHB),
- Notfallhandbuch (NHB) und
- Betriebsorganisationshandbuch (BOHB).

Betriebshandbuch (BHB)

Das BHB gliedert sich in Anlehnung an die KTA 1201 /24/ in folgende Teile:

- Teil 0 Inhalt und Einführung
- Teil 1 Betriebsordnungen
- Teil 2 Betrieb der Gesamtanlage
- Teil 3 Störereignisse und Störfälle
- Teil 4 Betrieb der Systeme mit Störungsmeldungen
- Teil 5 Anhang des Betriebshandbuchs

Der Teil 0 des Betriebshandbuchs enthält die Gesamtinhaltsübersicht und erläutert in einer Einführung das Betriebshandbuch.

Der Teil 1 des Betriebshandbuchs enthält folgende Kapitel:

- Personelle Betriebsorganisation
- Warten- und Schichtordnung
- Instandhaltungs- und Abbauordnung
- Strahlenschutzordnung
- Wach- und Zugangsordnung
- Alarmordnung
- Brandschutzordnung
- Erste-Hilfe-Ordnung
- Abfall- und Reststoffordnung

Der Teil 2 des Betriebshandbuchs beschreibt den Betrieb der Gesamtanlage. Die Inhalte sind unter anderem:

- Auflagen und Bedingungen der Behörde zum Betrieb
- sicherheitstechnisch wichtige Grenzwerte
- Normalbetrieb und anomaler Betrieb
- Prüfliste (Wiederkehrende Prüfungen)

Der Teil 3 des Betriebshandbuchs beschreibt die Ereignisbehandlung (Störereignisse und Störfälle) im Betrieb.

Der Teil 4 des Betriebshandbuchs beschreibt die Betriebsweisen der Systeme sowie deren Störmeldungen.

Der Teil 5 des Betriebshandbuchs beinhaltet den Abkürzungskatalog und die Liste der Genehmigungsunterlagen.

Prüfhandbuch (PHB)

Wiederkehrende Prüfungen sind im PHB in Anlehnung an die KTA 1202 /25/ zusammengefasst. Es besteht aus Prüfliste und Prüfanweisungen sowie den Anwendungshinweisen.

Notfallhandbuch (NHB)

Das NHB gliedert sich in Anlehnung an die KTA 1203 /26/. Die Inhalte reduzieren sich auf die Beschreibung der Notfallorganisation und jene Notfallmaßnahmen, die in Bezug auf die noch verbliebenen Schutzziele stehen. Mit Beginn des Abschnittes 1C „BE- und SBS-Freiheit“ entfällt das NHB und die weiterhin relevanten Regelungen werden ins Betriebshandbuch (BHB) und Betriebsorganisationshandbuch (BOHB) übernommen.

Betriebsorganisationshandbuch (BOHB)

Im Betriebsorganisationshandbuch (BOHB) sind die wesentlichen Festlegungen zum KWG-Managementsystem beschrieben (siehe auch Kapitel 8.5).

8.4 Dokumentation der Stilllegung und des Abbaus

Die während der Stilllegung und des Abbaus durchgeführten Maßnahmen werden dokumentiert. Damit bleibt der aktuelle Status der Anlage im Hinblick auf das radioaktive Inventar und seine Verteilung sowie der Zustand der noch vorhandenen Gebäude, Restbetriebssysteme und Komponenten ersichtlich und der aufsichtlichen Überprüfung zugänglich.

Weiterhin werden Daten über den Strahlenschutz des Personals und die Abgabe radioaktiver und nicht radioaktiver Stoffe dokumentiert.

8.5 Qualitäts- und Sicherheitsmanagement

Durch das KWG-Managementsystem wird die Umsetzung der Unternehmenspolitik und -ziele im Kernkraftwerk Grohnde (KWG) sowie die Einhaltung von Vorgaben aus gesetzlichen Regeln, Normen sowie Anweisungen sichergestellt.

Das KWG-Managementsystem beinhaltet die Bestandteile und die Funktionsweise des integrierten Managementsystems des Kernkraftwerkes Grohnde (KWG) und berücksichtigt die Aspekte Sicherheit, Qualität sowie Energiemanagement, Umwelt-, Arbeits- und Gesundheitsschutz.

Die Verantwortung für das KWG-Managementsystem obliegt dem LdA. Er bildet die oberste Leitung und ist verantwortlich für die Verwirklichung, ständige Verbesserung sowie die Wirksamkeit des Managementsystems.

Ein wesentlicher Grundsatz des KWG-Managementsystems, mit der eine kontinuierliche Verbesserung sichergestellt wird, ist der PDCA-Zyklus, der in die Phasen unterteilt wird:

- Planung (**P**lan), Qualitätsplanung:
Ermittlung, Auswahl, Klassifizierung und Gewichtung von Anforderungen, die zu erfüllen sind.
- Durchführung/Lenkung (**D**o), Qualitätslenkung:
Vorbeugende, überwachende und korrigierende Tätigkeiten bei der Durchführung mit dem Ziel, die Anforderungen zu erfüllen.
- Prüfung (**C**heck), Qualitätsprüfung:
Feststellung, ob die Anforderungen erfüllt sind.
- Qualitätsverbesserungen (**A**ct):
Maßnahmen zur Erhöhung der Effizienz, Erfahrungsrückfluss, kontinuierliche Prozessverbesserung.

Die Prozessorientierung des KWG-Managementsystems dient dazu, die Tätigkeiten optimal zu steuern und somit die Verbesserungspotenziale zu erkennen und umzusetzen.

Kern des KWG-Managementsystems ist der prozessorientierte Ansatz, wie er sich aus der DIN EN ISO 9001 /27/ ergibt. Die prozessorientierten Abläufe führen zu einer effektiven und effizienten Planung, Durchführung, Überwachung und Steuerung der Tätigkeiten. Darüber hinaus werden die Verständlichkeit und Transparenz der Abläufe erhöht, Schnittstellen eindeutig definiert und die Grundlage zur Verbesserung der Abläufe geschaffen.

Anpassungen aufgrund des fortschreitenden Abbaus erfolgen im Aufsichtsverfahren gemäß des jeweiligen Bedarfs.

9. EREIGNISANALYSE

9.1 Einleitung

Ziel der Ereignisanalyse ist es darzulegen, dass bei den in der Stilllegung und dem Abbau der Anlage KWG zu unterstellende Ereignisse die potenzielle Strahlenexposition den Störfallplanungswert für die effektive Dosis von 50 mSv (gemäß § 104 StrlSchV /7/ in Verbindung mit § 194 StrlSchV /7/) nicht überschreitet und somit keine unzulässigen Auswirkungen auf die Umwelt resultieren. Damit wird außerdem gezeigt, dass die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Stilllegung sowie den Abbau des KWG getroffen ist (§ 7 Abs. 3 Satz 2 AtG /1/ in Verbindung mit § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG /1/).

Das Aktivitätsinventar zu Beginn des Restbetriebs des KWG ergibt sich im Wesentlichen aus dem noch vorhandenen Aktivitätsinventar der bestrahlten Brennelemente (BE) und Sonderbrennstäbe (SBS) (siehe auch Kapitel 3.3).

Diese Aktivität ist durch die zuverlässige Kühlung der Brennelemente sicher in Form von Kernbrennstoffpellets in den Brennstabhüllrohren der Brennstäbe eingeschlossen. Bei einem unterstellten Handhabungsfehler bei der Entsorgung der Brennelemente, der eine Beschädigung der Hüllrohre hervorruft, kann nur ein sehr geringer Teil der eingeschlossenen gasförmigen radioaktiven Stoffe entweichen, wie weiter unten (siehe Kapitel 9.3.1) dargestellt wird.

Von der Aktivität, die nach der Entfernung der BE und SBS noch in der Anlage verblieben ist, ist der überwiegende Anteil in Form von Aktivierung fest in den Einbauten des Reaktordruckbehälters eingebunden.

Für die Bewertung möglicher Risiken des Abbaus ist zusätzlich die Aktivität zu berücksichtigen, die aus der Kontamination von

- Systemen, Anlagenteilen und Baustrukturen und
- radioaktiven Abfällen aus dem bisherigen Betrieb

resultiert.

Ereignisbedingte Wege für eine Freisetzung von einem Teil dieser Aktivität in die Umwelt werden nachfolgend beschrieben. Dafür werden die Vorgaben des geltenden Regelwerks auf das geplante Vorhaben angewendet.

9.2 Zu betrachtende Ereignisse

Das Spektrum der zu betrachtenden Ereignisse leitet sich aus dem „Stilllegungsleitfaden“ /28/, den „ESK-Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen“ /5/ und der „ESK-Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung“ /29/ ab. Darüber hinaus sind standort- und abbauspezifische Gegebenheiten bei der Definition der zu betrachtenden Ereignisse zu berücksichtigen.

Die gemäß den oben genannten Unterlagen zu betrachtenden Ereignisse der Stilllegung und des Abbaus wurden analysiert, und - falls relevant - bewertet.

Für den Leistungsbetrieb bildeten die Kernspaltung und das Vorhandensein radioaktiver Spaltprodukte, bei deren Zerfall Wärmeenergie freigesetzt wird, in Verbindung mit hohen Drücken und Temperaturen der Betriebsmedien das hauptsächliche Potenzial für die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus der Anlage in die Umgebung. Für die Stilllegung und den Abbau fehlt dieses Potenzial aufgrund der Abschaltung der Anlage vollständig.

Nach Abtransport der BE und SBS aus dem KWG sind mehr als 99 % des bei der endgültigen Abschaltung vorhandenen Aktivitätsinventars aus der Anlage entfernt. Die meisten Anlagenteile und Systeme des KWG zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe sind nun hinsichtlich der noch auftretenden Anforderungen überdimensioniert.

Hinsichtlich des zu betrachtenden Ereignisspektrums verbleiben nur noch sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisabläufe, die für die Ereignisanalyse beim Leistungsbetrieb des KWG nicht bestimmend waren. Darüber hinaus sind allerdings zusätzlich Ereignisse zu betrachten, die erst durch die stilllegungsbedingten Arbeiten im KWG auftreten können.

Die betrachteten Ereignisabläufe für die Stilllegung und den Abbau sind unterteilt nach folgenden Ereignisgruppen:

Einwirkungen von innen (EVI):

- Ereignisse bei Lagerung und Handhabung von bestrahlten Brennelementen,
- Anlageninterne Leckagen und Überflutungen,
- Ausfälle und Störungen von Hilfs- und Versorgungseinrichtungen,
- Anlageninterne Brände und Explosionen,

- Mechanische Einwirkungen (Ereignisse bei Handhabungs- und Transportvorgängen),
- Chemische Einwirkungen,
- Ereignisse bei der Handhabung radioaktiver Stoffe.

Einwirkungen von außen (EVA)

- Naturbedingte Einwirkungen:
 - Extreme meteorologische Bedingungen (Sturm, Regen, Starkregen, Schneefall, Schneelasten, Frost und außergewöhnliche Hitzeperioden),
 - Blitzschlag,
 - Hochwasser,
 - Erdbeben,
 - Biologische Einwirkungen,
 - Waldbrände,
 - Erdbeben.
- Zivilisatorisch bedingte Einwirkungen:
 - Flugzeugabsturz,
 - anlagenexterne Explosionen,
 - anlagenexterner Brand,
 - Eindringen gefährlicher Stoffe,
 - elektromagnetische Einwirkungen,
 - gegenseitige Beeinflussung von anderen Anlagen am Standort.

Es gibt Ereignisabläufe, die aufgrund der getroffenen Vorsorgemaßnahmen ausgeschlossen werden können bzw. für die radiologischen Auswirkungen nicht zu besorgen sind, und Ereignisabläufe, deren radiologische Auswirkungen bewertet (radiologisch relevant) oder berechnet (radiologisch repräsentativ) werden, wenn nicht ausgeschlossen werden kann, dass ereignisbedingt radioaktive Stoffe abgeleitet oder freigesetzt werden.

9.3 Ereignisse durch Einwirkungen von innen

9.3.1 Ereignisse bei Lagerung und Handhabung von bestrahlten Brennelementen

Ereignisse bei der „Lagerung und Handhabung von bestrahlten Brennelementen inklusive Sonderbrennstäben“ sind nur solange zu betrachten, wie noch bestrahlte BE und SBS im BE-Lagerbecken gelagert werden müssen. Die Ereignisbeherrschung einschließlich des dazu benötigten Systemumfangs entspricht dem genehmigten Stand der Anlage und wird auch nach Erteilung der beantragten Stilllegungs- und Abbaugenehmigung beibehalten.

Es wird jederzeit gewährleistet, dass die Systeme und Einrichtungen zur Lagerung und Kühlung der bestrahlten Brennelemente in ihrer Funktion nicht durch den Abbau von Anlagenteilen beeinträchtigt werden.

Wasserverlust aus dem BE-Lagerbecken

Bei kleinen oder größeren Lecks bis hin zu Rohrleitungsbrüchen in den beteiligten Systemen weisen die austretenden Flüssigkeiten nur geringe Temperaturen auf, bei denen es nicht zu einer Verdampfung, sondern nur zu einer vergleichsweise geringen Freisetzung von radioaktiven Stoffen durch Verdunstung käme. Ein Übertritt von Kühlmittel über undichte Kühlerrohre in einem Nachwärmekühler bzw. Beckenkühler ins Nukleare Zwischenkühlsystems wird frühzeitig erkannt. Der betroffene Kühler wird abgesperrt und ein in Reserve stehender Strang wird zur Kühlung in Betrieb genommen.

Ein relevanter Wasserverlust aus dem BE-Lagerbecken ist ausgeschlossen, da durch konstruktive und Überwachungsmaßnahmen nur ein sehr begrenzter Füllstandsabfall möglich ist und die Systeme und Einrichtungen zur Ergänzung des Beckenwassers durch den Abbau von Anlagenteilen nicht beeinträchtigt werden.

Für dieses Ereignis werden daher die Schutzziele nicht verletzt oder gefährdet. Selbst bei einem Bruch einer an das BE-Lagerbecken angeschlossenen Rohrleitung würde durch die konstruktive Ausführung der betroffenen Systeme und Einrichtungen, deren sämtliche Anschlüsse sich oberhalb der BE-Oberkanten befinden, eine ausreichende Wasserüberdeckung der bestrahlten BE und SBS gewährleistet. Radiologische Auswirkungen sind somit aufgrund der weiterhin gewährleisteten Kühlung der Brennelemente ausgeschlossen.

Unterbrechung der BE-Lagerbeckenkühlung

Wie im bisherigen Betrieb kann es sowohl zu einem Ausfall der BE-Lagerbeckenkühlung als auch zu einem Ausfall der Systeme und Einrichtungen kommen, die die von der BE-Lagerbeckenkühlung aufgenommene Restwärme der bestrahlten Brennelemente über einen Zwischenkreislauf an die Weser abgeben. Derartige Ausfälle werden durch die Zuschaltung der in Bereitschaft stehenden, zueinander redundanten Beckenkühlstränge kompensiert. Diese können zusätzlich durch eine unabhängige Notstromversorgung aus Dieselgeneratoren mit Strom versorgt werden, wenn die Stromversorgung aus dem Verbundnetz ausgefallen sein sollte.

Für das Ereignis Unterbrechung der BE-Lagerbeckenkühlung werden daher die Schutzziele nicht verletzt oder gefährdet. Radiologische Auswirkungen sind somit aufgrund der weiteren Kühlung der Brennelemente ausgeschlossen.

Reaktivitätsveränderungen

Die Unterkritikalität im BE-Lagerbecken wird durch die vorgegebenen Mindestabstände der Brennelemente voneinander in den Lagergestellen sowie durch die Absorberschächte um die Brennelemente gewährleistet. Darüber hinaus wird die Unterkritikalität im BE-Lagerbecken während BE-Handhabung noch durch das im BE-Lagerbeckenwasser gelöste Bor sichergestellt.

Beschädigung von Brennelementen bzw. Sonderbrennstäben bei der Handhabung

Es wird angenommen, dass bei der Handhabung der bestrahlten Brennelemente ein Brennelement beschädigt werden kann, so dass Hüllrohre der Brennstäbe des Brennelements undicht werden könnten. Diese Annahme umfasst auch die Beschädigung von Sonderbrennstäben bei deren Handhabung.

Eine Berechnung der radiologischen Auswirkungen des Ereignisses „Beschädigung von BE bei der Handhabung“ ohne Berücksichtigung eines Lüftungsabschlusses führt zu einer maximalen effektiven Dosis am ungünstigsten Aufpunkt für die potenziell am stärksten exponierte Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr) von 0,000046 mSv (= $4,6 \cdot 10^{-6}$ mSv) für das Szenario „Beschädigung eines BE“. Dieses Szenario ist abdeckend für das Szenario „Beschädigung eines SBS bei der Handhabung“, weil bei der Betrachtung der Beschädigung eines BE bei der Handhabung von 16 beschädigten Brennstäben ausgegangen wird.

9.3.2 Anlageninterne Überflutungen und Leckagen

Anlageninterne Überflutung innerhalb von Gebäuden mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen

Eine anlageninterne Überflutung führt aufgrund der Auslegung der Gebäude und Systeme mit entsprechenden Vorsorgemaßnahmen, wie z. B. bauliche Trennung redundanter Systeme oder sehr großer Aufnahmekapazitäten im Verhältnis zu den freisetzbaren Wassermengen, nicht zu einem vollständigen Ausfall der Systeme und Einrichtungen zur Kühlung der bestrahlten BE im BE-Lagerbecken.

Ein Ausfall von Teilen dieser Systeme und Einrichtungen hat aufgrund des redundanten und getrennten Aufbaus der für die Kühlung der noch vorhandenen BE notwendigen Systeme keine Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit der Lagerung der bestrahlten BE.

Komponenten mit relevantem Aktivitätsinventar stehen in als Wannen ausgebildeten Räumen. Konstruktive Maßnahmen in den Bauwerken verhindern das Übergreifen einer unterstellten Raumüberflutung in benachbarte Räumlichkeiten. Damit sind Aktivitätsfreisetzungen und daraus folgende radiologische Folgen aufgrund von anlageninternen Überflutungen ausgeschlossen.

Leckage eines Behälters oder einer Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit

Auch während des Restbetriebs kann es weiterhin zu Leckagen an Behältern und Rohrleitungen kommen, die mit Flüssigkeiten beaufschlagt sind, welche radioaktive Stoffe enthalten. Bei derartigen Leckagen wird eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in den Untergrund durch ein Barriersystem verhindert, bestehend aus

- einer Auffangwanne unter dem Behälter,
- einer dekontaminierbaren Beschichtung,
- einer Ausbildung des unteren Teils des betreffenden Gebäudes als Wanne mit einer Beschichtung gegen drückendes Wasser,
- dem Gebäudeentwässerungssystem.

Dieses Barriersystem bleibt grundsätzlich erhalten, solange sich in den betreffenden Behältern und Rohrleitungen noch mit radioaktiven Stoffen kontaminierte Flüssigkeiten befinden.

Abdeckend in radiologischer Hinsicht für diese Ereignisgruppe ist das Versagen des Abwasserverdampfers im Reaktorhilfsanlagegebäude, da es beim auslaufenden Konzentrat aufgrund des

Aggregatzustandes zu einer Verdampfung kommt, wodurch radioaktive Stoffe in die umgebende Raumluft freigesetzt werden.

Nach der Berechnung der radiologischen Auswirkungen des Ereignisses „Versagen des Abwasserverdampfers in der Abwasseraufbereitung“ beträgt die maximale effektive Dosis ca. 0,08 mSv am ungünstigsten Aufpunkt für die am höchsten belastete Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr).

Austritt radioaktiver Medien beim Abbau von Systemen/Teilsystemen

Der Austritt radioaktiver Medien beim Abbau ist nur möglich, wenn das betroffene System oder Teilsystem vor dem Abbau nicht entleert wurde oder werden konnte oder Verbindungen zu anderen Systemen bzw. zwischen Teilsystemen fehlerhaft nicht unterbrochen worden sind.

Relevante Mengen radioaktiver Medien werden bei Abbautätigkeiten während des Restbetriebs aufgrund geltender Regelungen nicht unterstellt. Alle Arbeiten an Systemen und Teilsystemen im Restbetrieb erfolgen auf Basis der Instandhaltungs- und Abbauordnung (BHB Teil 1, Kapitel 3). Sollten dennoch trotz aller getroffenen Maßnahmen in vereinzelt Fällen kleinere Mengen an radioaktiven Medien austreten, so werden diese über die Gebäudeentwässerung in den Gebäudesümpfen gesammelt und dann in die Abwasseraufbereitung zur Aufbereitung geleitet. Eine relevante Ableitung oder Freisetzung radioaktiver Stoffe ist aufgrund der geringfügigen Flüssigkeitsmengen und deren Temperatur nicht zu besorgen.

Leck im Nasszerlegebereich bei der Zerlegung aktivierter Bauteile

Während der Demontage- und Zerlegearbeiten aktivierter Bauteile kommt es zu zahlreichen Lastbewegungen zwischen dem RDB und dem Nasszerlegebereich in der Reaktorgrube, Abstellraum und nach BE- und SBS-Freiheit (ab Abschnitt 1C) auch im BE-Lagerbecken und im Behälterbeladebecken. In den Abschnitten 1A und 1B werden im Bereich des BE-Lagerbeckens Hebezeuge, Anschlagmittel und Lastanschlagpunkte verwendet, die den erhöhten Anforderungen der KTA 3902 /11/ und KTA 3905 /30/ genügen. Absturzszenarien sind somit nicht zu unterstellen. Daher sind Rückwirkungen auf die Integrität des BE-Lagerbeckens nicht zu betrachten.

Im Abschnitt 1C sind Beschädigungen an der Beckenauskleidung des Nasszerlegebereichs aufgrund von Handhabungsfehlern beim Transport von Lasten aus dem Reaktordruckbehälter zum Nasszerlegebereich, bei der Zerlegung der RDB-Einbauten im Nasszerlegebereich oder auch der Absturz kleinerer Zerleteile beim Zerlegen und beim Verpacken in Einsatzkörbe nicht gänzlich auszuschließen. Dabei

kann es jedoch aufgrund der konstruktiven Ausführung der für den Nasszerlegebereich genutzten Becken und Räume im Bereich des Beckenflurs (Reaktorgrube/Abstellraum und ggf. auch das von bestrahlten BE und SBS freigeräumte BE-Lagerbecken sowie das Behälterbeladebecken) sowie weiteren Vorsorgemaßnahmen (z. B. Beckenbodenschutz) nur zu geringfügigen Leckagen aus dem Nasszerlegebereich kommen. Der Nasszerlegebereich verfügt über einen Beckenliner und eine wasserdichte Stahlbetonschale mit überwachtem Zwischenraum. Leckagen können somit detektiert und lokalisiert werden. Die Schadstelle kann abgedichtet und die Dichtheit kann überprüft werden. Die Wasserverluste aus dem Zerlegebereich können mit Deionat ausgeglichen werden.

9.3.3 Ausfall und Störungen von Hilfs- und Versorgungseinrichtungen

Zu den Hilfs- und Versorgungseinrichtungen gehören im Wesentlichen die Eigenbedarfsversorgung sowie die davon versorgten Einrichtungen der Leit- und Überwachungstechnik der für den Restbetrieb noch zu betreibenden Systeme, der Brandschutzeinrichtungen sowie der Lüftungsanlagen einschließlich der Einrichtungen zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe.

Ausfall bzw. Störung der Eigenbedarfsversorgung

Solange noch bestrahlte BE im BE-Lagerbecken vorhanden sind, werden die vorhandenen Kühlsysteme und die entsprechenden Einrichtungen zur Energieversorgung im jeweils erforderlichen Umfang weiterbetrieben. Mit diesen Einrichtungen ist eine zuverlässige Kühlung der bestrahlten BE gewährleistet.

Ein Ausfall der betrieblichen Stromversorgung, also auch der Ausfall des Verbundnetzes, führt zu einer kurzfristigen Unterbrechung der Stromversorgung, bis diese über die bestehende Stromversorgung aus Dieselanlagen wiederhergestellt ist. Selbst bei einem unterstellten längeren Ausfall sämtlicher Kühlsysteme stehen aufgrund der geringen Nachzerfallswärmeleistung der bestrahlten BE lange Karenzzeiten (mehrere Stunden bis Tage) zur Verfügung, um die Kühlung wiederherzustellen.

Für die BE-Lagerbeckenkühlung stehen bis zur BE-Freiheit, zwei notstromgesicherte Kühlstränge zur Verfügung. Nach Wiederkehr der Versorgung aus dem Verbundnetz wird wieder auf die betriebliche Stromversorgung zurückgestellt.

Ausgewählte Einrichtungen, welche an die batteriegepufferte Stromversorgung angeschlossen sind, wie z. B. Not- und Fluchtwegbeleuchtung, Leittechnik, Strahlenschutzüberwachungseinrichtungen, Brandschutzklappen und Feuermelde- und Alarmanlagen, bleiben unabhängig von einem Ausfall der betrieblichen Stromversorgung in Betrieb.

Die Unterbrechung der Stromversorgung von betrieblichen Restbetriebssystemen und von Einrichtungen zum Abbau von Anlagenteilen führt nicht zu einer Mobilisierung von radioaktiven Stoffen mit anschließender Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung.

Alle laufenden Arbeiten, d. h. auch die, die zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Raumluft führen können, werden bei einem Stromausfall unverzüglich eingestellt und der Kontrollbereich wird durch das Personal geordnet verlassen, bis die Energieversorgung wiederhergestellt und die gerichtete Luftströmung wieder gewährleistet ist. Damit sind Ereignisse im Zusammenhang mit einem Ausfall der Stromversorgung für eine radiologische Bewertung nicht relevant.

Ausfall bzw. Störung von Lüftungsanlagen sowie von Einrichtungen zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe

Bei der Demontage und Zerlegung radioaktiv kontaminierter und aktivierter Anlagenteile im Kontrollbereich, in deren Folge mit einer verstärkten Mobilisierung von radioaktiven Stoffen in Form von Aerosolen gerechnet werden muss, werden zusätzliche mobile Einrichtungen zur lüftungstechnischen Trennung mit Luftabsaugung und Luftfilterung eingesetzt. Bei einem Ausfall von Lüftungsanlagen im Kontrollbereich werden die Arbeiten in dem davon betroffenen Bereich, insbesondere Abbaumaßnahmen, die zu einem Austrag von radioaktiven Aerosolen in die Raumluft führen könnten, eingestellt. Die relevanten Lüftungsklappen werden gemäß administrativer Regelungen geschlossen.

Eine Beschädigung mobiler Einrichtungen zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe führt nicht zu einem Ausfall der festinstallierten Lüftungsanlagen des Kontrollbereichs und deren Einrichtungen zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe. Radiologische Auswirkungen auf die Umgebung durch den Ausfall der Lüftungsanlagen sind nicht zu besorgen.

Ausfall der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung

Die Einrichtungen der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung gewährleisten die Überwachung mit u. a. fest installierten Strahlungs- und Aktivitätsmessstellen sowie mobilen Dosimetern und betreffen im Einzelnen die Raum-, Personen- und Umgebungsüberwachung sowie die System- und Aktivitätsabgabeüberwachung.

Ein unbemerkter Ausfall der betreffenden (batteriegepufferten) leittechnischen Anlagen ist durch den hohen Grad der Selbstüberwachung sowie redundante Messungen durch den Strahlenschutz äußerst unwahrscheinlich. Insbesondere das zeitgleiche Eintreten von unbemerktem Ausfall und Anlagenzuständen mit erhöhter Strahlung im betroffenen Bereich kann ausgeschlossen werden.

Dem Ausfall von Teilen der Strahlungs- und Aktivitätsüberwachung wird durch temporäre Messungen (Strahlenschutz, Chemie) in den betreffenden Bereichen begegnet. Das Erfordernis von Ersatzmessungen ist administrativ geregelt.

Ausfall der Brandschutzeinrichtungen

Die einzelnen, in Meldelinien jeweiliger Überwachungsabschnitte (Brandabschnitte) zusammengefassten Brandmelder werden durch die Brandmeldeanlage selbst kontinuierlich überwacht und regelmäßig im Rahmen von Wiederkehrenden Prüfungen geprüft. Durch die Eigenüberwachung der Brandmelder wird ein Ausfall sofort gemeldet und kann sehr schnell behoben werden. Die Brandmeldeinformation bleibt auch bei einer Unterbrechung in der Stromversorgung durch eine eigenständige Batterieversorgung erhalten. Einem Ausfall von Brandmeldern wird durch Ersatzmaßnahmen (z. B. verstärkte Kontrollgänge) in den betreffenden Bereichen begegnet.

Somit sind Vorkehrungen gegen einen Ausfall der Brandmeldeanlage oder ganzer Meldelinien getroffen und insbesondere das zeitgleiche Eintreten von unbemerktem Ausfall und Brand im betroffenen Bereich ist ausgeschlossen.

Brandschutzklappen, Brandschutztüren und Feuerlöschanlagen werden ebenfalls im Rahmen Wiederkehrender Prüfungen auf ordnungsgemäße Funktion geprüft. Bei Funktionsstörungen oder Ausfällen werden bis zur Behebung Ersatzmaßnahmen festgelegt. Damit sind Vorkehrungen getroffen, um jederzeit eine Brandausbreitung zu verhindern und die Brandbekämpfung sicherzustellen.

Störungen des Abwassersystems

Ein Ausfall des Abwassersystems oder andere Störungen seines Betriebes führen nicht zu einer Abgabe radioaktiver Stoffe in die Umgebung, da eine störungsbedingte Abgabe über den Wasserpfad durch Vorsorgemaßnahmen ausgeschlossen ist. Eine Abgabe radioaktiver Stoffe über den Wasserpfad erfolgt diskontinuierlich nach qualifizierten Abgabemessungen mit zusätzlicher Überwachung zur automatischen Unterbrechung der Abgabe. Die Abgabe unterliegt den vorgeschriebenen administrativen Prozeduren.

Aus Behältern im Kontrollbereich möglicherweise austretende radioaktive Flüssigkeiten werden in Bodenwannen gesammelt und der Abwasseraufbereitung zugeführt.

9.3.4 Anlageninterne Brände und Explosionen

Die Beherrschung anlageninterner Brände in Gebäuden mit Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Systeme, hinsichtlich Ereignisablauf und Systemumfang zur Ereignisbeherrschung, entsprechen dem genehmigten Stand aus dem Leistungsbetrieb. Gleiches gilt für Brände auf dem umzäunten Betriebsgelände.

Anlageninterner Brand mit Auswirkungen auf Systeme die zur BE-Lagerbeckenkühlung benötigten Systeme

Das Ereignis entspricht hinsichtlich Ereignisablauf und Systemumfang zur Ereignisbeherrschung dem bisher genehmigten Stand für den Leistungsbetrieb. Systeme wie z. B. Beckenkühlsysteme oder Zwischenkühlsysteme sind, in dem zur Nachkühlung benötigten Umfang, redundant vorhanden und durch räumliche Trennung gegen Auswirkungen durch anlageninterne Brände geschützt.

Durch eine Reihe von technischen und administrativen Vorsorgemaßnahmen wird im KWG die Eintrittswahrscheinlichkeit von Bränden deutlich reduziert sowie eine frühzeitige Erkennung und Bekämpfung sichergestellt. Zu diesen Vorsorgemaßnahmen zählen unter anderem bauliche Brandschutzmaßnahmen wie die Unterteilung der Gebäude in Brandabschnitte und Brandbekämpfungsabschnitte, die Kapselung bzw. der Einschluss der Brandlasten, die Minimierung potenzieller Zündquellen sowie das Vorhandensein von Brandmeldeeinrichtungen, Lösch- und Entrauchungsanlagen.

Aufgrund der genannten Vorsorgemaßnahmen sind Auswirkungen dieses Ereignisses radiologisch nicht relevant.

Anlageninterne Explosionen

Wasserstoff aus der Radiolyse fällt als Hauptgefährdungsträger für Explosionen im Restbetrieb nicht mehr an. Weiterhin wurden die Wasserstoffvorräte auf der Anlage, die während des Leistungsbetriebes unter anderem zur Generatorkühlung notwendig waren, entfernt.

Für die weiterhin verwendeten technischen Gase werden die einschlägigen Normen zur Verwendung und Lagerung eingehalten.

Die im Restbetrieb verbleibenden Dieselkraftstoffe und Schmierstoffe besitzen so hohe Flammpunkttemperaturen, dass eine Bildung von explosiven Gas/Luft-Gemischen nicht auftritt.

Ansonsten werden keine nennenswerten Mengen brennbarer Flüssigkeiten mit niedrigen Flammpunkten im Anlagenbereich gelagert.

Die Folgen von Druckbeanspruchungen im Schaltanlagegebäude aufgrund eines Kurzschlusses (Störlichtbogen) an den 10-kV-Schaltanlagen führen nahezu ohne Verzögerung zu einer Abschaltung der betroffenen Schaltanlage und bleiben auf eine Redundanz beschränkt. Die Räume der Schaltanlagen besitzen zudem jeweils eine Druckentlastungsöffnung.

Eine Explosion mit radiologisch relevanter Freisetzung ist daher ausgeschlossen.

Filterbrände

Ein Brand von Aerosolfiltern oder der Aktivkohle aus den Jodfiltern in den stationären Lüftungsanlagen mit relevanten Freisetzungen radioaktiver Stoffe ist aufgrund der umfangreichen Vorsorge gegen Brände in der Anlage hinreichend unwahrscheinlich bzw. in seiner Ausbreitung und Dauer stark begrenzt. Die getroffenen Vorsorgemaßnahmen umfassen insbesondere automatisch schließende Brandschutzklappen in den Lüftungskanälen, die Reduzierung von Brandlasten und die Vermeidung von Zündquellen in räumlicher Nähe zu Aerosolfiltern. Zusätzlich werden die Brandlasten mit der Entfernung der Aktivkohle aus den Jodfiltern im Restbetrieb weiter reduziert.

Im weiteren Verlauf des Restbetriebs sollen mobile Filteranlagen eingesetzt werden. Brände im Bereich dieser mobilen Filteranlagen können aufgrund des vor Ort tätigen Personals und der vorhandenen Brandschutzmaßnahmen vermieden, frühzeitig erkannt und bekämpft werden.

Daher sind Auswirkungen dieses Ereignisses radiologisch nicht relevant.

Brand in einer Lüftungszentrale

Die im Restbetrieb zunächst noch genutzten oder vorgehaltenen nuklearen Lüftungssysteme verfügen in der Regel jeweils über eine Lüftungszentrale mit den Lüftern des Systems, von denen jeweils ein Lüfter in Reserve steht.

In den Lüftungszentralen der einzelnen nuklearen Lüftungssysteme sind die jeweils redundanten Lüfter ohne räumliche Trennung aufgestellt. Bei einem Brand in einer Lüftungszentrale, verursacht z. B. durch Heißlaufen eines Lüfters, ist aufgrund der räumlichen Anordnung nicht auszuschließen, dass alle Lüfter dieser Lüftungszentrale vom Brand betroffen sind und ausfallen.

Die Folgen eines solchen Brandes entsprechen damit denen eines Ausfalls aller Lüfter eines Lüftungssystems, wie es zum Ereignis „Ausfall bzw. Störungen von Lüftungsanlagen“ beschrieben wird. Weiter greifen die Maßnahmen des anlageninternen Brandschutzes.

Kabelbrand

Das Entstehen von Kabelbränden durch Kurzschlüsse infolge defekter Isolierungen oder anderer Einflüsse, die sich bei der Durchführung von Abbaumaßnahmen ergeben können, kann nicht gänzlich ausgeschlossen werden.

Durch die in der Anlage vorhandenen Brandmeldeeinrichtungen werden Kabelbrände jedoch frühzeitig erkannt. Kabelkanäle, Kabelschächte und Kabelböden sind mit Feuerlöschanlagen ausgerüstet. Darüber hinaus bleiben die vorbeugenden Brandschutzmaßnahmen auch im Restbetrieb erhalten.

Eine Freisetzung relevanter Mengen radioaktiver Stoffe mit den Brandgasen bei unterstellten Kabelbränden im Kontrollbereich ist nicht zu besorgen. Die Kabel selbst sind nicht oder nur sehr gering kontaminiert.

Brand im Bereich der Reststoff- und Abfallbehandlung

Brennbare radioaktive Abfälle werden im Wesentlichen im Reststoffbehandlungszentrum (RBZ) gesammelt, sortiert und behandelt. Das RBZ wird in bestehenden Räumlichkeiten (mit vorhandener Infrastruktur) sowie in den entsprechend freigeräumten Bereichen des Kontrollbereiches eingerichtet werden. Planung und Errichtung des RBZ erfolgen in Anlehnung an die brandschutztechnischen Anforderungen des kerntechnischen Regelwerkes, so dass die Entstehungswahrscheinlichkeit von lokalen Zufallsbränden gering sein wird.

Die für den Leistungsbetrieb ausgelegten und installierten, aktiven und passiven Brandschutzeinrichtungen werden auch bei Raumnutzungsänderung soweit erforderlich weiter genutzt bzw. den neuen Anforderungen angepasst.

Durch die vorhandenen Brandschutzeinrichtungen und -maßnahmen werden Brandereignisse im Bereich der Reststoff- und Abfallbehandlung beherrscht, so dass radiologische Auswirkungen vermieden werden.

Brand auf dem umzäunten Betriebsgelände

Ein Brand auf dem umzäunten Betriebsgelände wurde hinsichtlich möglicher Folgen für sicherheitstechnisch wichtige Anlagenteile und Systeme im Rahmen des bisherigen Betriebs betrachtet. Für Restbetrieb und Abbau ergeben sich keine neuen Aspekte, die zusätzlich zu berücksichtigen wären. Relevante Brandlasten auf dem umzäunten Betriebsgelände während des Restbetriebs sind z. B. die Ölmengen in der Maschinentrafoanlage, in der Fremdnetztrafoanlage und im Heizöl- und Diesellager. Die Auswirkungen eines Brandes in einer dieser Anlagen auf Gebäude und Einrichtungen mit Systemen, die zur Kühlung der Brennelemente benötigt werden, werden durch

ausreichende Abstände zwischen Gebäude und Brandlast oder durch ausreichend feuerwiderstandsfähige Bauteile vermieden oder begrenzt. Die Gebäudestrukturen sind für die dabei auftretenden Temperaturbelastungen ausgelegt.

Der Brand eines Transportfahrzeuges auf dem Betriebsgelände ist durch die genannten relevanten Brandlasten auf dem Betriebsgelände aufgrund seiner begrenzten Brandlast mit abgedeckt. Dies gilt auch für die neu auf dem Betriebsgelände zu verlegende Erdgasleitung.

Bedingt durch den ausreichenden Abstand des neuen Ersatz-Energieversorgungszentrums zu sicherheitstechnisch wichtigen Systemen sind Auswirkungen durch Brand des Ersatz-Energieversorgungszentrums nicht zu besorgen.

Brand einer Pufferlagerfläche außerhalb des Kontrollbereichs

Brennbare radioaktive Reststoffe und Abfälle werden in verschlossenen Abfallbehältern, wie z. B. Stahlblechcontainern, aufbewahrt. In diesen befinden sich keine selbstentzündlichen oder explosiven Stoffe und im Lagerbereich sind keine Materialien vorhanden, die eine entsprechende Wärmemenge freisetzen können, welche die Schutzfunktion dieser gelagerten Abfallbehälter beeinträchtigen kann (geplante Pufferlagerung). Damit sind die radioaktiven Reststoffe und radioaktiven Abfälle in verschlossenen Abfallbehältern gemäß „ESK-Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung“ /29/ als nicht brennbar einzustufen.

Durch betriebliche Regelungen wird sichergestellt, dass die im Nahbereich der vorgesehenen Pufferlagerflächen vorhandenen Brandlasten für ein Stützfeuer, welches die Integrität der Gebinde beschädigen könnte, nicht ausreichend sind. Auch das neue Ersatz-Energieversorgungszentrum und die neu zu verlegende Erdgasleitung reichen durch ihren Abstand zu den Pufferlagerflächen nicht für ein Stützfeuer.

Die Aufenthaltszeit von Fahrzeugen wird auf ein Minimum reduziert. Ein Fahrzeugbrand wird unmittelbar bekämpft, so dass nicht mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe aus Behältern auf dem Transportfahrzeug sowie auf der Pufferlagerfläche zu rechnen ist.

Damit ist dieses Ereignis auch in Bezug auf die vorgesehenen Pufferlagerflächen aus der weiteren Betrachtung ausgeschlossen.

9.3.5 Mechanische Einwirkungen

Die durchzuführenden Abbaumaßnahmen sind mit einer Vielzahl von Transport- und Hebevorgängen verbunden. Dabei können Kollisionen oder Lastabstürze, in deren Folge es zur Beschädigung von Anlagenteilen und/oder zur Freisetzung radioaktiver Stoffe kommen könnte, nicht vollständig ausgeschlossen werden.

Absturz schwerer Lasten auf BE/SBS im BE-Lagerbecken

Durch KTA-gerechte (KTA 3902 /11/, 3905 /30/) Auslegung der Hebezeuge und Lastaufnahmemittel nach den erhöhten Anforderungen, durch die Durchführung entsprechender WKP sowie durch administrative Fahrbegrenzungen der Hebezeuge mit schweren Lasten im Bereich des BE-Lagerbeckens ist kein Absturz zu unterstellen. Es sind keine Absturzscenarien zu betrachten.

Absturz eines BE-Transport- und Lagerbehälters

Der Absturz eines BE-Transport- und Lagerbehälters ist wegen der KTA-gerechten (KTA 3902 /11/, 3905 /30/) Auslegung nach den erhöhten Anforderungen und der Wiederkehrenden Prüfungen der Hebezeuge (Reaktorgebäude-Rundlaufkran innerhalb RSB und Halbportalkran außerhalb Reaktorgebäude) und der Lastaufnahmemittel nicht zu unterstellen. Es sind keine Absturzscenarien zu betrachten.

Absturz von Behältern mit freisetzbarem radioaktiven Inventar innerhalb von Gebäuden

Diese Lastabstürze können infolge der Einwirkung mechanischer Energie beim Aufschlag des Behälters mit freisetzbarem radioaktiven Inventar zu einem Integritätsverlust und zur Beschädigung von Einrichtungen an der Absturzstelle führen. Infolge eines Integritätsverlustes des abgestürzten Behälters können radioaktive Stoffe in die umgebende Raumluft freigesetzt werden. Die Freisetzungsmenge an radioaktiven Stoffen hängt insbesondere von folgenden Faktoren ab:

- von der Absturzhöhe sowie der Beschaffenheit des Untergrunds in Relation zur mechanischen Robustheit des abstürzenden Behälters,
- von der Art der transportierten Stoffe sowie der Form ihrer Konditionierung und
- von der absoluten Menge des betroffenen Aktivitätsinventars sowie von seinem Nuklidvektor.

Darüber hinaus sind für das Ausmaß der radiologischen Folgen die Ausbreitungsbedingungen der freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Umgebung der Absturzstelle von Bedeutung. In die Raumluft freigesetzte radioaktive Stoffe, die nicht durch die vorhandenen örtlichen Einrichtungen zurückgehalten werden können, werden durch die stationären Abluftanlagen oder durch entsprechende Ersatzsysteme aus dem Kontrollbereich abgesaugt und, sofern erforderlich, gefiltert über den Fortluftkamin kontrolliert abgegeben.

Durch Kombination der die Aktivitätsfreisetzung und -ableitung beeinflussenden Faktoren sowie der möglichen örtlichen Ausbreitungsbedingungen wurde unter allen denkbaren Absturzereignissen das Ereignis ermittelt, welches voraussichtlich zu den größten radiologischen Folgen in der Umgebung führen würde.

Eine Berechnung der radiologischen Auswirkungen des Ereignisses „Absturz von Behältern mit freisetzbarem radioaktiven Inventar innerhalb von Gebäuden“ führt zu einer maximalen effektiven Dosis am ungünstigsten Aufpunkt für die potenziell am stärksten exponierte Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr) von ca. 0,06 mSv.

Herabstürzen von Lasten auf Behälter mit freisetzbarem radioaktiven Inventar innerhalb von Gebäuden

Generell kann der Absturz von Lasten beim Transport nicht gänzlich ausgeschlossen werden. Damit kann nicht ausgeschlossen werden, dass diese Lasten auch auf Behälter mit freisetzbarem radioaktiven Inventar fallen können.

Der mögliche Absturz von Lasten auf Gebinde mit flüssigen bzw. festen radioaktiven Reststoffen oder Abfällen ist hinsichtlich der Ereignisfolgen, d. h. hinsichtlich der mechanischen Einwirkungen und/oder der Freisetzung von radioaktiven Stoffen, mit dem „Absturz von Behältern mit freisetzbarem radioaktiven Inventar innerhalb von Gebäuden“ vergleichbar.

Handhabungsfehler bei der Demontage und Zerlegung der RDB-Einbauten

Für die Transportvorgänge bei der Demontage der aktivierten RDB-Einbauten werden Hebezeuge, Anschlagmittel und Lastanschlagpunkte verwendet, die in den Abschnitten 1A und 1B den erhöhten Anforderungen der KTA 3902 /11/ und KTA 3905 /30/ genügen. Zusätzlich sind weitere Vorsorge-maßnahmen zum Schutz vor Schäden im Nasszerlegebereich in den Abschnitten 1A bis 1C getroffen (z. B. Beckenbodenschutz). Das gilt auch für Handhabungen von Gebinden mit Sekundärabfällen, die bei der Zerlegung der aktivierten RDB-Einbauten entstehen und über eine hohe spezifische Aktivität und ein hohes Freisetzungspotenzial verfügen.

Für „Handhabungsfehler bei der Demontage und Zerlegung der RDB-Einbauten“ sind keine signifikanten Freisetzungen zu unterstellen, da die entsprechenden Arbeiten unter Wasser erfolgen. Außerdem handelt es sich bei den RDB-Einbauten um aktivierte Einrichtungen, eine Mobilisierung der Aktivität aus Aktivierung erfolgt nur unmittelbar bei der Zerlegung unter Wasser. Somit sind signifikante Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung im Ereignisfall nicht zu unterstellen.

Radiologische Ereignisfolgen durch Handhabungsfehler, in deren Folge Leckagen am Nasszerlegebereich entstehen, sind durch das Ereignis „Leckage eines Behälters oder einer Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit“ abgedeckt.

Ereignisse bei Transportvorgängen

Bei Transportvorgängen von radioaktiven Reststoffen und radioaktiven Abfällen über das Betriebsgelände werden Maßnahmen zur Begrenzung der Strahlenexposition eingehalten. Auf dem Betriebsgelände gilt eine allgemeine Geschwindigkeitsbegrenzung von 30 km/h außerhalb des Kraftwerkszauns und 20 km/h innerhalb des Kraftwerkszauns. Bei Schwerlasttransporten mit radiologischem Erfordernis wird der Transportweg zudem abgesperrt.

Verlassen radioaktive Reststoffe oder radioaktive Abfälle das umzäunte Betriebsgelände, werden die Anforderungen des Transportrechts (z. B. GGVSEB /12/) eingehalten. Die radioaktiven Reststoffe und Abfälle werden in geeigneten Verpackungen, wie z. B. 20'-Containern, transportiert. Aufgrund der Einhaltung der vorgenannten Randbedingungen sind Auswirkungen infolge eines Transportunfalls somit begrenzt.

Radioaktive Reststoffe und radioaktive Abfälle, die zur weiteren Behandlung zwischen den unterschiedlichen Gebäuden des Kontrollbereiches über das umzäunte Betriebsgelände transportiert werden, oder auf Pufferlagerflächen abgestellt werden, unterliegen den Anforderungen der KTA 3604 /13/. Es gelten betriebsbewährte Regelungen zur Begrenzung der Strahlenexposition bei deren Handhabung. Bei nicht gänzlich ausschließbaren Transportunfällen kann es zu Freisetzungen radioaktiver Stoffe auf dem umzäunten Betriebsgelände kommen. Die radiologischen Folgen sind durch das Ereignis „Absturz eines 20'-Containers auf einer Pufferlagerfläche im Überwachungsbereich“ abgedeckt.

Lastabsturz beim Transport von Großkomponenten

Während der Stilllegung und des Abbaus werden auch Großkomponenten demontiert (z. B. Dampferzeuger, Druckhalter, Hauptkühlmittelpumpen). Zwei prinzipielle Verfahrensmöglichkeiten sind für die Demontage der Großkomponenten möglich:

- (Teil)-Zerlegung der Komponenten in Einbaulage (In-Situ-Zerlegung) und Abtransport
- Ausbau der Komponenten als Ganzes und Transport zur externen Konditionierung

Die Hebezeuge für den Transport schwerer Lasten (RG-Kran und Halbportalkran außerhalb des Reaktorgebäudes) genügen den erhöhten Anforderungen nach KTA 3902 /11/ Abschnitt 4.3. Das gilt ebenfalls für die Lastaufnahmemittel und die Anschlagpunkte an den schweren Lasten.

Mit Erreichen der „BE- und SBS-Freiheit“ kann aufgrund des erheblich reduzierten Gefahrenpotenzials der Nachweis für die Einhaltung der erhöhten Anforderungen nach Abschnitt 4.3 der KTA 3902 /11/ entfallen und durch die allgemeinen Bestimmungen des Abschnittes 3 ersetzt werden.

Als das abdeckende Ereignis wird der Absturz eines Dampferzeugers nach BE- und SBS-Freiheit bei einem Ausbau der Komponente als Ganzes unterstellt. Der Transport erfolgt im Reaktorgebäude mit dem RG-Kran und mit speziellen Hub- und Transportvorrichtungen. Außerhalb des Reaktorgebäudes wird der Halbportalkran genutzt.

Eine Berechnung der radiologischen Auswirkungen für den Fall, dass es zum Absturz eines DE außerhalb des Reaktorgebäudes nach erfolgreicher FSD mit einem Dekontaminationsfaktor von 10 kommt, führt zu einer maximalen effektiven Dosis am ungünstigsten Aufpunkt für die potenziell am stärksten exponierte Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr) von 2,5 mSv.

Absturz eines 20'-Containers auf einer Pufferlagerfläche im Überwachungsbereich

Um möglichst alle in diesem Zusammenhang zu betrachtenden Ereignisabläufe für dieses Ereignis zu berücksichtigen, wird auf die „ESK-Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung“ /29/ zurückgegriffen. Damit sind folgende Einwirkungen zu betrachten:

- Absturz eines 20'-Containers aus der maximal in Frage kommenden Höhe in ungünstigster Aufprallposition
- Absturz eines 20'-Containers auf einen zweiten 20'-Container

- Kollision beim Abstellen eines 20'-Containers auf der Lagerfläche mit einem bereits vorhandenen Gebindestapel

Die auf Pufferlagerflächen im Überwachungsbereich außerhalb von Gebäuden abgestellten 20'-Container werden maximal dreilagig aufgestellt. Damit ergibt sich als höchste Absturzposition gegenüber der als unnachgiebig betrachteten Bodenplatte eine Höhe von ca. 6 m. Demgegenüber würde ein 20'-Container, der auf einen anderen 20'-Container auf der Lagerfläche fällt, aus einer Fallhöhe von ca. 3 m herabstürzen.

Radiologische Auswirkungen durch die Kollision eines 20'-Containers beim Abstellen mit einem bereits aufgestellten Gebindestapel sind durch die Betrachtungen zum Absturz eines 20'-Containers abgedeckt. Grundsätzlich wird aber davon ausgegangen, dass bei einer Kollision lediglich eine geringe Beschädigung des kollidierenden und des angestoßenen 20'-Containers durch den Anprall zu besorgen ist.

Eine sehr konservative Berechnung der radiologischen Auswirkungen für das Ereignis (Fallhöhe 25 m mit sehr hoher Aktivitätsbeladung des 20'-Containers von $3 \text{ E}+11 \text{ Bq}$) führt zu einer maximalen effektiven Dosis am ungünstigsten Aufpunkt für die potenziell am stärksten exponierte Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr) von 8,1 mSv.

Die Betrachtungen zum Absturz von 20'-Containern decken den Absturz anderer Gebinde (z. B. MOSAIK®-Behälter, Konrad-Container) aus der maximal in Frage kommenden Höhe in ungünstigster Aufprallposition und außerhalb von Gebäuden mit ab.

9.3.6 Chemische Einwirkungen

Chemische Einwirkungen können zu Leckagen z. B. bei Dekontaminationsvorgängen führen.

Leckagen bei der Dekontamination von Systemen

Die mit einer Dekontamination verbundene und gewollte Einwirkung chemischer Substanzen wird durch das ausführende Personal ständig kontrolliert. Kurzzeitige chemische Einwirkungen von ausgelaufener Dekontaminationslösung auf angrenzende Anlagenteile sind minimal und stellen kein Sicherheitsrisiko dar.

Ereignisse bei der Dekontamination von Bauteilen

Für die Dekontamination von Bauteilen stehen Dekontaminationseinrichtungen zur Verfügung. Die zu dekontaminierenden Bauteile sind gering kontaminiert und die angewendeten Verfahren sind betriebsbewährt. Aufgrund der Betriebsparameter der Dekontaminationslösung sowie der eingesetzten Umluftfilteranlage bei der Bauteil-Dekontamination, wird bei Ereignissen, wie z. B. der Beschädigung der Dekontaminationseinrichtung, keine erhöhte Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Raumluft erfolgen.

In dem für Stilllegung und Abbau einzurichtenden Reststoffbehandlungszentrum (RBZ) werden für zu dekontaminierende Bauteilmengen entsprechende Dekontaminierungs- und Konditionierungseinrichtungen aufgebaut. Die eingesetzten Hebezeuge und Fördermittel werden gemäß dem gültigen Regelwerk entsprechend ihrer Aufgaben ausgelegt. Zur Reduzierung der Aktivitätskonzentration im Arbeitsbereich werden z. B. Absaugeinrichtungen eingesetzt. Bei einem Lastabsturz im Kontrollbereich mit der potenziellen Gefahr einer Freisetzung radioaktiver Stoffe tragen die nuklearen Lüftungsanlagen durch Absperrmöglichkeiten, durch die Möglichkeiten zur Filterung und durch die Aufrechterhaltung einer gerichteten Luftströmung positiv zur Rückhaltung bei.

Ereignisse bei der Dekontamination von Bauteilen sind in radiologischer Hinsicht abgedeckt durch das Ereignis „Leckage eines Behälters oder einer Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit“.

9.3.7 Ereignisse bei der Handhabung radioaktiver Stoffe

Ereignisse bei der Erzeugung von Gebinden für radioaktive Abfälle

Der Umgang mit **flüssigen radioaktiven Abfällen**, z. B. Abwässern, Schlämmen, Ionenaustauscherharzen, Verdampferkonzentraten und Ölen, erfolgt entsprechend der betriebsbewährten Verfahrensweise und entspricht dem genehmigten Stand der Anlage.

Bei der Erzeugung derartiger Abfallgebände können durch Handhabungsfehler erhöhte Mengen an Leckagen entstehen, die mit radioaktiven Stoffen kontaminiert sind. Diese Leckagewässer werden gleich den betrieblich anfallenden Abwässern gesammelt und in den Abwassersammelbehälter gepumpt. Die bei der Verdunstung der ausgelaufenen Flüssigkeit in die Raumluft gelangenden radioaktiven Aerosole werden entweder über vorhandene mobile Filteranlagen oder je nach Raumbereich über die gefilterte Umluftanlage und Fortluftanlage zum Kamin abgeführt.

Gebinde mit **festen radioaktiven Abfällen** werden in der Anlage während des Restbetriebs bei folgenden Prozessen hergestellt:

- der Behandlung von radioaktiven Reststoffen
- der Konditionierung von radioaktiven Abfällen
- der Entsorgung von Filterkerzen aus Reinigungsanlagen kontaminierter Wässer
- der Konditionierung von Filterpaketen der Aerosolfilter der Abluftanlagen des Kontrollbereiches
- der Entsorgung der nicht mehr benötigten Aktivkohle aus den Filtern zur Rückhaltung von radioaktivem Jod im Reaktor- und Reaktorhilfsanlagegebäude, im Abfallkonditionierungsgebäude sowie im Ringraum

Bei den Ereignissen während der Erzeugung von Abfallgebinden für feste radioaktive Abfälle wird davon ausgegangen, dass die zu erzeugenden Gebinde zum Zeitpunkt des Ereignisses noch nicht verschlossen sind. Entsprechend werden Freisetzungen aus Oberflächenkontaminationen von unverpackten oder nur leicht verpackten Materialien unterstellt. Es wird angenommen, dass beim Aufprall Aerosole freigesetzt werden. Zur Minimierung potenzieller radiologischer Folgen, d. h. zur weitgehend vollständigen Rückhaltung der bei diesen Ereignissen in die Raumluft gelangten, luftgetragenen Aerosole, tragen die Lüftungsanlagen positiv zur Rückhaltung bei.

Radiologische Auswirkungen aus Ereignissen bei der Erzeugung von Gebinden mit festen radioaktiven Abfällen führen konservativ ohne Gebäuderückhaltung und ohne Rückhaltung durch Filter zu einer maximalen effektiven Dosis am ungünstigsten Aufpunkt für die potenziell am stärksten exponierte Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr) von 0,42 mSv.

Mobilisieren radioaktiver Aerosole beim Ausisolieren

Möglicherweise vorhandene, lose haftende Kontaminationen auf den Isolierungsmaterialien resultieren vorrangig aus der Kontamination der Raumluft während des vorangegangenen Betriebes. Durch Anlagerung und Akkumulierung während der Jahre des Leistungsbetriebes, der Revisionen und des Nachbetriebes muss stellenweise mit einer relevanten Kontamination des Isoliermaterials gerechnet werden. Das Aktivitätsinventar der abgelagerten akkumulierten Stäube kann somit durch Mobilisierung beim Ausisolieren zu einer Erhöhung der Aerosolaktivität der Raumluft führen. Diese erhöhte örtliche Aerosolaktivität wird in den Filtern der zur Verfügung stehenden stationären

Lüftungsanlagen des Kontrollbereiches sowie ggf. in mobilen Filteranlagen zurückgehalten. Wenn die Lüftung nicht verfügbar ist, werden die Arbeiten zum Ausisolieren eingestellt.

Das Ereignis ist radiologisch nicht relevant.

9.4 Einwirkungen von außen

9.4.1 Naturbedingte Einwirkungen

Die naturbedingten Einwirkungen:

- Extreme meteorologische Einwirkungen (Sturm, Regen, Starkregen, Schneefall, Schneelasten, Frost und außergewöhnliche Hitzeperioden),
- Blitzschlag,
- Hochwasser

werden durch die vorhandene Gebäudeauslegung beherrscht und werden aufgrund der damit getroffenen Vorsorge nur noch für die Pufferlagerflächen betrachtet.

Ein Erdbeben ist für den Standort KWG ausgeschlossen.

Relevante biologische Einwirkungen beziehen sich auf den Kühlwasserpfad und werden aufgrund von Vorsorgemaßnahmen vermieden.

Wald- und Feldbrände haben aufgrund der räumlichen Entfernung keine Auswirkung auf die Anlage.

Erdbeben (mit postulierten Folgeschäden)

Bemessungserdbeben am Standort sind bereits im Genehmigungsverfahren für Errichtung und Betrieb der Anlage abgedeckt. Bei einem Erdbeben mit postulierten Folgeschäden sind Aktivitätsfreisetzungen durch den Verlust der Integrität von Systemen und Bauwerken, die für ein Erdbeben nicht ausgelegt wurden, nicht auszuschließen. Ereignisverlauf sowie potenzielle Ereignisfolgen hängen wesentlich von dem Zeitpunkt während Stilllegung und Abbau ab, an dem dieses Ereignis auftritt.

Abdeckend ist ein Erdbeben mit BE im BE-Lagerbecken, da in diesem Zeitraum im Vergleich zu den übrigen Abbauphasen zusätzlich die Kühlung der BE im BE-Lagerbecken abzusichern ist. Eine Freisetzung von Aktivität aus den BE im BE-Lagerbecken als Folge eines Erdbebens ist nicht zu besorgen, da die zu deren Kühlung bzw. zur Abfuhr der im BE-Lagerbecken anfallenden Nachzerfallswärme notwendigen, technischen und baulichen Einrichtungen gegen ein Bemessungserdbeben ausgelegt sind und weiterhin funktionsfähig bleiben.

Das Reaktorhilfsanlagegebäude ist gegen ein Bemessungserdbeben nicht vollständig nachgewiesen, daher können Undichtigkeiten an Rohrleitungen und Bauwerksstrukturen als Erdbebenfolge nicht ausgeschlossen werden. Im Reaktorhilfsanlagegebäude befinden sich keine zur Schutzzieleinhaltung erforderlichen Systeme, jedoch Aktivitätsinventare wie beispielsweise das Verdampferkonzentrat im Abwasserverdampfer, radioaktive Reststoffe und radioaktive Abfälle auf den dafür vorgesehenen teilweise bereits vorhandenen Lagerflächen und -räumen. Radiologisch abdeckend ist die Betrachtung des Abwasserverdampfers.

Eine Abgabe radioaktiver Stoffe über den Wasserpfad kann aufgrund baulicher Gegebenheiten ausgeschlossen werden. Die Räume sind mit Bodenwannen ausgestattet, so dass aus Behältern möglicherweise austretende radioaktive Flüssigkeiten dort gesammelt und kontrolliert abgeleitet werden.

Die Berechnung der radiologischen Auswirkungen des Ereignisses „Erdbeben (mit postulierten Folgeschäden)“ führt zu einer maximalen effektiven Dosis von 0,17 mSv am ungünstigsten Aufpunkt für die am höchsten belastete Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr).

Naturbedingte Einwirkungen auf die Pufferlagerflächen

Ein **Bemessungserdbeben** hat auf dreilagig aufgestapelte, gefüllte 20'-Container keine Auswirkungen. Aufgrund der vorgesehenen technischen Mittel (z. B. genormte Stapelhilfen zur Arretierung) bleiben die Containerstapel stehen und ein Herabfallen von 20'-Containern aus der oberen oder mittleren Lage ist nicht zu besorgen.

Für ein **Hochwasser** wird postuliert, dass das Betriebsgelände für einen begrenzten Zeitraum überflutet werden kann. In einem solchen Fall ist das Eindringen von Wasser in Dampferzeuger als IP-2-Versandstück ausgeschlossen. Nicht ausgeschlossen werden kann jedoch das Eindringen von Wasser in die in der unteren Aufstellungsreihe angeordneten 20'-Container und eine Aktivitätsfreisetzung bei ablaufendem Wasser. Der Wasserstand auf dem Betriebsgelände im Bereich der Pufferlagerung bei einem 10.000-jährlichen Hochwasser läge bei 0,8 m.

Durch die an den 20'-Containern vorhandenen Dichtungen wird die Aktivitätsfreisetzung begrenzt.

Radiologische Auswirkungen infolge der abdeckenden Betrachtung eines Hochwassers auf den Pufferlagerflächen führen zu einer maximalen effektiven Dosis am ungünstigsten Aufpunkt für die potenziell am stärksten exponierte Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr) von 0,6 mSv.

Die auf Pufferlagerflächen gelagerten radioaktiven Stoffe sind gegen **Blitzschlag** hinreichend geschützt, da der Behälter aufgrund seiner Konstruktion und Wandstärke als Faraday'scher Käfig wirkt und damit der Inhalt vor diesen Einwirkungen abgeschirmt wird. Somit ergibt sich keine Notwendigkeit einer weiteren Analyse des Ereignisses für auf Pufferlagerflächen gelagerte radioaktive Stoffe.

Sonstige extreme meteorologische Einwirkungen (Sturm, Regen (auch Starkregenerenisse), Schneefall, Schneelasten, Frost, außergewöhnliche Hitzeperioden) auf die Pufferlagerflächen sind durch die Betrachtung der Einwirkungen von Hochwasser und Absturz von 20'-Containern abgedeckt.

9.4.2 Zivilisatorische Einwirkungen

Flugzeugabsturz

Die Gebäude, in denen sich die für die Einhaltung der Schutzziele erforderlichen Systeme und Einrichtungen befinden, sind gegen einen Flugzeugabsturz bzw. gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes durch bauliche Maßnahmen ausgelegt.

Der Flugzeugabsturz auf sicherheitstechnisch relevante Gebäude ist als sehr seltenes Ereignis eingestuft und ist hinsichtlich Ereignisablauf und erforderlichem Systemumfang zur Ereignisfolgenminimierung durch die Betrachtungen im Rahmen der Betriebsgenehmigung abgedeckt.

Druckwellen aus chemischen Explosionen

Die Gebäude, in denen sich die für die Einhaltung der Schutzziele erforderlichen Systeme und Einrichtungen befinden, sind gegen die Einwirkungen einer Druckwelle aus chemischen Explosionen ausgelegt. Die Gebäudeöffnungen (Türen, Lüftungsöffnungen) der gegen Druckwellen aus chemischen Explosionen geschützten Gebäude sind so ausgelegt, dass sie ein Eindringen der Druckwelle verhindern. Zivilisatorisch bedingte Druckwellen aus chemischen Explosionen (z. B. in Folge eines Gasleitungslecks) als sehr seltenes Ereignis sind hinsichtlich Ereignisablauf und erforderlichem Systemumfang zur Ereignisfolgenminimierung im Genehmigungsverfahren für Errichtung und Betrieb der Anlage abgedeckt. Die geplanten Abbaumaßnahmen tangieren die Wirksamkeit der Vorkehrungen nicht.

Einwirkungen gefährlicher Stoffe

Das Ansaugen gefährlicher Stoffe (explosionsgefährliche oder giftige Gase) über die Zuluftanlage wird durch entsprechende Detektions- und Schaltmaßnahmen verhindert. Im KWG ist ein Gaswarnsystem installiert. Durch dieses System werden explosive Gasgemische auf dem Kraftwerksgelände erkannt. Bei Gaswarnung werden die Lüftungsöffnungen zum Kontrollbereich sowie zum Notspeise- und Schaltanlagegebäude entweder automatisch oder manuell geschlossen und damit der weitere Zufluss explosiver Gasgemische verhindert. Die Arbeiten werden bei derartigen Einwirkungen sofort eingestellt. Eine Einwirkung giftiger oder explosionsgefährlicher Stoffe (insbesondere Gase) als sehr seltenes Ereignis ist hinsichtlich Ereignisablauf und erforderlichem Systemumfang zur Ereignisfolgenminimierung im Genehmigungsverfahren für Errichtung und Betrieb der Anlage abgedeckt.

Anlagenexterner Brand

Durch einen ausreichenden Abstand zum Kraftwerkszaun ist sichergestellt, dass keine direkte Brandeinwirkung aus Bränden in der Umgebung auf schutzzielrelevante Anlagenteile möglich ist. Auftretende Temperaturbelastungen in unmittelbarer Umgebung der Gebäude können durch die gegen Temperaturschwankungen bemessenen Gebäudestrukturen aufgenommen werden.

Beeinflussung benachbarter Anlagen am Standort

Am Standort KWG befindet sich als weitere kerntechnische Anlage ein nach § 6 AtG /1/ genehmigtes Standortzwischenlager für abgebrannte Brennelemente (BZD). Außerdem ist geplant, eine Transportbereitstellungshalle (TBH-KWG) für radioaktive Abfälle und radioaktive Reststoffe (nicht wärmeentwickelnde Abfälle) zu errichten. Eine gegenseitige Beeinflussung beider Anlagen mit der im Restbetrieb befindlichen Anlage KWG hinsichtlich möglicher Einwirkungen auf die eingeschlossenen radioaktiven Stoffe sind durch die vorhandenen baulichen Umschließungen ausgeschlossen.

Elektromagnetische Einwirkungen

Elektromagnetische Einwirkungen haben keine Auswirkungen auf die Sicherheit, da hinsichtlich möglicher elektromagnetischer Einwirkungen sensible, sicherheitstechnisch wichtige leittechnische Komponenten nach KTA-Regeln ausgelegt sind und, sofern erforderlich, die gleichen Regelungen wie im Leistungsbetrieb gelten. Die EMV-Festigkeit von leittechnischen Komponenten ist entweder bei der Auslegung bereits berücksichtigt und damit bei den Typ- und Eignungsprüfungen bestätigt oder durch zusätzliche Nachweise verifiziert. Potenzielle Auswirkungen geplanter elektromagnetischer Einwirkungen, z. B. durch Schweißarbeiten, werden wie bisher im Einzelfall bewertet.

Zivilisatorische Einwirkungen auf die Pufferlagerflächen

Der **Flugzeugabsturz** ist laut „ESK-Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung“ /29/ ein auslegungsüberschreitendes Ereignis. Das Schadensereignis Flugzeugabsturz wurde für die Pufferlagerflächen im Überwachungsbereich untersucht. Basis der Analysen waren gemäß den ESK-Leitlinien /29/ die Lastannahmen aus den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren /31/ (Absturz einer Militärmaschine). Neben den mechanischen Einwirkungen wurden auch die thermischen Einwirkungen aufgrund des Treibstoffbrands untersucht. Das maßgebliche radiologische Kriterium der Notfall-Dosiswerte-Verordnung (NDWV, /32/) wird beim Flugzeugabsturz mit nachfolgendem Brand unterschritten. Für die 7-Tage-Folgedosis ergibt sich die höchste potenzielle Strahlenexposition an Orten mit Wohnbebauung mit ca. 0,05 mSv für die Altersgruppe der Erwachsenen. Schutzmaßnahmen gemäß § 4 NDWV /32/ sind demnach im Unglücksfall nicht erforderlich.

Die sich für das Szenario „Absturz eines Zivilflugzeuges“ mit nachfolgendem Brand ergebenden Dosiswerte unterschreiten das hierfür einschlägige radiologische Kriterium, den Orientierungswert von 100 mSv (analog Ziffer 3 der SEWD-Berechnungsgrundlage vom 28.10.2014, /33/). Es sind keine weiteren Maßnahmen zu ergreifen.

Mögliche Auswirkungen der Einwirkungen einer **Druckwelle aus chemischen Explosionen** auf die Pufferlagerflächen für radioaktive Reststoffe und Abfälle im Überwachungsbereich des KWG werden betrachtet. Das Ereignis ist für die Pufferlagerflächen sehr unwahrscheinlich. Aufgrund der Entfernungen zu ggf. in Frage kommenden Quellen derartiger Einwirkungen sind die radiologischen Folgen durch die Ereignisfolgen eines Flugzeugabsturzes abgedeckt.

Auswirkungen durch **gefährliche Stoffe** auf eine Pufferlagerfläche für radioaktive Stoffe in geeigneten Verpackungen im Überwachungsbereich des KWG sind aufgrund der Art der Einwirkungen nicht (toxische oder explosive Stoffe) oder erst sehr langfristig (korrosive Stoffe) zu besorgen. Dadurch besteht die Möglichkeit, ggf. erforderliche Maßnahmen durchzuführen.

9.5 Zusammenfassung

Bei keinem der für die Stilllegung und den Abbau des KWG betrachteten möglichen Ereignisabläufe sind Strahlenexpositionen in der Umgebung zu erwarten, die den Störfallplanungswert nach § 104 StrlSchV /7/ in Verbindung mit § 194 StrlSchV /7/ von 50 mSv auch nur annähernd erreichen.

Das bezüglich radiologischer Auswirkungen abdeckende Ereignis für Stilllegung und Abbau des KWG ist der Absturz eines mit radioaktiven Stoffen befüllten 20'-Containers auf einer Pufferlagerfläche im Überwachungsbereich. Unter sehr konservativen Annahmen (Fallhöhe bis zu 25 m, 20'-Container mit sehr hohem Aktivitätsinventar von $3 \text{ E}+11 \text{ Bq}$ befüllt) ergäbe sich eine maximale potenzielle effektive Dosis von 8,1 mSv für die am höchsten belastete Altersgruppe der Säuglinge (< 1 Jahr), was einer Ausschöpfung von ca. 16 % des Störfallplanungswerts von 50 mSv (gemäß § 104 StrlSchV /7/ in Verbindung mit § 194 StrlSchV /7/) entspricht. Im Übrigen gelten die Regelungen des Notfallhandbuches (siehe Kapitel 8.3).

Bei den betrachteten Flugzeugabsturz-Szenarien wird das jeweils maßgebliche radiologische Kriterium ebenfalls unterschritten.

Tabelle 9-1 fasst die ermittelten, maximalen effektiven Dosen für die radiologisch repräsentativen Ereignisse zusammen.

Tabelle 9-1: Zusammenfassung der radiologisch repräsentativen Ereignisse

| Ereignis | Potenzielle effektive Dosis [mSv] | |
|--|-----------------------------------|-----------------------------|
| | Säugling (< 1 Jahr) | Erwachsener (> 17 Jahre) |
| Beschädigung von Brennelementen bei der Handhabung | $4,6 \cdot 10^{-6}$ | $3,7 \cdot 10^{-6}$ |
| Leckage eines Behälters oder einer Rohrleitung mit radioaktiver Flüssigkeit: Versagen des Abwasserverdampfers in der Abwasseraufbereitung | | |
| Freisetzung über Kamin | 0,08 | 0,06 |
| Freisetzung infolge Erdbeben | 0,17 | 0,14 |
| Lastabsturz beim Transport von Großkomponenten: Absturz eines Dampferzeugers | 2,5 | 1,8 |
| Absturz von Behältern mit freisetzbarem radioaktiven Inventar innerhalb von Gebäuden | 0,06 | 0,05 |
| Absturz eines 20'-Containers auf einer Pufferlagerfläche im Überwachungsbereich | 8,1 | 6,0 |
| Ereignis bei der Erzeugung von Gebinden für radioaktive Abfälle | 0,42 | 0,32 |
| Naturbedingte Einwirkungen auf die Pufferlagerflächen Hochwasser | 0,60 | 0,47 |
| Absturz einer Militärmaschine (Dosis Wohnbebauung, 7-Tage Folgedosis) | 0,04 | 0,05 |

10. AUSWIRKUNGEN AUF DIE IN § 1A AtVfV GENANNTE SCHUTZGÜTER

Für die insgesamt geplanten Maßnahmen zur Stilllegung und zum Abbau von Anlagenteilen des KWG ist gemäß Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) /34/ Anlage 1 Nr. 11 bzw. AtG /1/ und AtVfV /6/ eine Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) erforderlich. Die UVP umfasst nach § 1a AtVfV /6/ die Ermittlung, Beschreibung und Bewertung der für die Prüfung der Zulassungsvoraussetzungen bedeutsamen Auswirkungen des Vorhabens auf die Schutzgüter:

- Menschen, insbesondere die menschliche Gesundheit,
- Tiere, Pflanzen und die biologische Vielfalt,
- Fläche, Boden, Wasser, Luft, Klima und Landschaft,
- kulturelles Erbe und sonstige Sachgüter sowie
- die Wechselwirkungen zwischen den vorgenannten Schutzgütern.

Grundlage der Umweltverträglichkeitsprüfung ist der Bericht zu den voraussichtlichen Umweltauswirkungen des Vorhabens (UVP-Bericht, /9/), der im Auftrag der PEL erstellt wurde. Er enthält insbesondere eine detaillierte Beschreibung der Auswirkungen der insgesamt geplanten Maßnahmen zur Stilllegung und zum Abbau von Anlagenteilen des KWG auf die oben genannten Schutzgüter einschließlich ihrer Wechselwirkungen untereinander. Der UVP-Bericht /9/ wird im Rahmen des Öffentlichkeitsbeteiligungsverfahrens mit ausgelegt.

Die Ergebnisse des UVP-Berichts /9/ zeigen, dass erhebliche nachteilige Auswirkungen bzw. bedeutsame Beeinträchtigungen aus den insgesamt geplanten Maßnahmen zur Stilllegung und zum Abbau des KWG auf die o. g. Schutzgüter aus allen zu betrachtenden Wirkungen, Wirkungspfaden und Wechselwirkungen nicht zu erwarten sind.

Die von § 3 Abs. 1 Nr. 1f AtVfV /6/ geforderte Beschreibung der Auswirkungen der dargestellten Direktstrahlung und Abgabe radioaktiver Stoffe auf die in § 1a AtVfV /6/ genannten Schutzgüter erfolgt gemäß der Empfehlung der Strahlenschutzkommission (SSK) aus dem Jahr 2016 abdeckend durch die Betrachtung hinsichtlich der potenziellen Strahlenexpositionen auf den Menschen in den entsprechenden Kapiteln. Wechselwirkungen mit sonstigen Stoffen sind ausgeschlossen.

11. BEGRIFFSBESTIMMUNGEN

| | |
|-------------------------|---|
| Abfall, konventionell | Nicht radioaktive Stoffe, die nach den Regelungen des Kreislaufwirtschaftsgesetzes einer Verwertung oder Beseitigung zugeführt werden. |
| Abfall, radioaktiver | Radioaktive Stoffe im Sinne des § 2 Abs. 1 AtG /1/, die nach § 9a AtG /1/ geordnet beseitigt werden müssen, ausgenommen Ableitungen im Sinne des § 99 StrlSchV /7/ |
| Abfallbehälter | Siehe Behälter. |
| Abfallbehandlung | Verarbeitung von ggf. vorbehandelten radioaktiven Rohabfällen zu Abfallprodukten (z. B. durch Verfestigen, Einbinden, Vergießen oder Trocknen). |
| Abfallgebinde | Einheit aus radioaktivem Abfall und Behälter. |
| Ableitung | Abgabe flüssiger, aerosolgebundener oder gasförmiger radioaktiver Stoffe aus dem KWG auf den hierfür vorgesehenen Wegen. |
| Abluft | Aus einem Raum auf dem dafür vorgesehenen Weg abgeführte Luft. |
| Abwasser (radioaktiv) | Aus einem Kontrollbereich auf dem dafür vorgesehenen Weg abgegebenes Wasser. |
| Aerosole (radioaktiv) | Fein in der Luft verteilte feste und/oder flüssige Schwebstoffe. |
| Aktivierung | Vorgang, bei dem ein Material durch Beschuss von Neutronen, Protonen oder anderen Teilchen radioaktiv wird. |
| Aktivität | Zahl der je Sekunde in einer radioaktiven Substanz zerfallenden Atomkerne. Die Maßeinheit ist das Becquerel (Bq). |
| Aktivität, spezifische | Aktivität pro Masseneinheit. |
| Aktivitätskonzentration | Aktivität pro Volumeneinheit. |
| ALARA-Prinzip | Das ALARA-Prinzip (As Low As Reasonably Achievable) fordert, beim Umgang mit ionisierender Strahlung jede Strahlenexposition oder Kontamination von Menschen und Umwelt unter Beachtung des Stands von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb von Grenzwerten so gering wie möglich zu halten. |
| Anlagenteil | Baulicher, maschinen-, verfahrens-, elektro- oder sonstig technischer Teil einer Anlage. |

| | |
|------------------------------|--|
| Äquivalentdosis | Das Produkt aus der Energiedosis (absorbierte Dosis) und dem Qualitätsfaktor. Der Qualitätsfaktor berücksichtigt die unterschiedliche biologische Wirksamkeit verschiedener Strahlungsarten. Beim Vorliegen mehrerer Strahlungsarten und -energien ist die gesamte Äquivalentdosis die Summe der ermittelten Einzelbeträge. Die Maßeinheit ist das Sievert (Sv). |
| Becquerel | Einheit der Aktivität eines Radionuklids; die Aktivität beträgt 1 Becquerel (Bq), wenn von der vorliegenden Menge eines Radionuklids 1 Atomkern pro Sekunde zerfällt. |
| Behälter | Im Sinne der Entsorgung: Behälter entsprechend den Behältergrundtypen (im Sinne der Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 2014) – Endlager Konrad, Anhang 1, Tabelle 1) und 20'-Container; Im Sinne der Logistik (einschließlich des Umgangs mit radioaktiven Reststoffen innerhalb und im Rahmen des Freigabeverfahrens außerhalb des Kontrollbereichs KWG): auch weitere geeignete Behältnisse, wie z. B. Mulden, Fässer, Presstrommeln, BigBags. |
| Betriebsabfälle, radioaktive | Radioaktive Abfälle, die im Leistungs-, Nach- und Restbetrieb des Kernkraftwerks anfallen. |
| Betriebsgelände | KWG-Grundstück, auf dem sich kerntechnische Anlagen, Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlung und Anlagen im Sinne des § 9a Absatz 3 Satz 1 zweiter Satzteil des Atomgesetzes /1/ oder Einrichtungen befinden und zu dem der Strahlenschutzverantwortliche den Zugang oder auf dem der Strahlenschutzverantwortliche die Aufenthaltsdauer von Personen beschränken kann, § 1 Abs. 3 StrlSchV. |
| Betriebsgelände (umzäunt) | Bereich innerhalb des KWG-Grundstücks, der durch den Sicherungszaun (Demozaun) abgegrenzt ist. |
| Betriebshandbuch | Regelungen/Anweisungen für das Personal für den Restbetrieb und den Abbau von Anlagenteilen einschließlich der Betriebsordnungen. |
| Brandabschnitt | Bereich von Gebäuden, dessen Umfassungsbauteile (Wände, Decken, Abschlüssen von Öffnungen, Abschottungen von Durchbrüchen, Fugen) so widerstandsfähig sind, dass eine Brandausbreitung auf andere Gebäude oder Gebäudeteile verhindert wird. |

| | |
|-------------------------|---|
| Deionat | Deionisiertes, vollentsalztes Wasser. |
| Dekontamination | Beseitigung oder Verminderung einer Kontamination. |
| Demontage | Spezifizierter Ausbau von Anlagenteilen oder der Abbruch/das Entfernen von Baustrukturen im Rahmen des Abbaus. |
| Dosimeter | Messgerät zur Bestimmung der Dosis. |
| Dosis, effektive | Summe der gewichteten Organdosen in Geweben oder Organen des Körpers durch äußere oder innere Exposition. Die Maßeinheit ist das Sievert (Sv). (Siehe § 5 Nr. 11 StrlSchG /2/ in Verbindung mit Anlage 18 Teil B Nr. 2 StrlSchV /7/) |
| Dosisleistung | Quotient aus Dosis und Zeit; wird im Strahlenschutz z. B. in Millisievert je Stunde (mSv/h) angegeben. |
| Einhausung | Begrenzung eines Raumbereichs zur Verhinderung der Ausbreitung radioaktiver Aerosole, z. B. durch ein Zelt. |
| Endlager des Bundes | Anlage des Bundes, in der radioaktive Abfälle wartungsfrei, zeitlich unbefristet und sicher geordnet beseitigt werden. |
| Endlagerung | Wartungsfreie, zeitlich unbefristete und sichere Lagerung von radioaktivem Abfall. |
| Entscheidungsmessung | Aktivitätsmessung, deren Ergebnis durch Vergleich mit den vorgegebenen Freigabewerten eine Entscheidung über die Freigabe des Materials ermöglicht. |
| Entsorgung | Schadlose Verwertung eines radioaktiven Reststoffes oder seine geordnete Beseitigung als radioaktiver Abfall. |
| Exposition | Einwirkung ionisierender Strahlung auf den menschlichen Körper. |
| Fachgerechte Verpackung | Radioaktive Abfälle sind so zu konditionieren, dass die Voraussetzungen für deren Abgabe an den Bund gemäß § 2 Abs. 1 EntsÜG /17/ erfüllt werden. |
| Fernbereich | Gemäß AVV zu § 47 StrlSchV (a.F.) /8/ wird für den Fernbereich eine Anlagerungszeit an Schwebstoffe von 5 Tagen (Gleichgewicht) definiert. Im Fernbereich liegt eine vollständige Durchmischung der Abwasserfahne mit dem Vorfluter vor. Der Fernbereich des KWG ist für die Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser über das Kühlwasserrückgabebauwerk und über die neue Abgabeleitung der Bereich unterhalb der Tidegrenze, wo sich das KKV befindet. |

| | |
|---------------------------------|---|
| Fortluft | In das Freie abgeführte Abluft. |
| Freigabe | <p>Verwaltungsakt, der die Entlassung</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. radioaktiver Stoffe, die aus Tätigkeiten nach § 4 Absatz 1 Satz 1 Nummer 1 in Verbindung mit § 5 Absatz 39 Nummer 1 oder 2, oder aus Tätigkeiten nach § 4 Absatz 1 Nummer 3 bis 7 des Strahlenschutzgesetzes /2/ stammen, und 2. beweglicher Gegenstände, Gebäude, Räume, Raumteile und Bauteile, Bodenflächen, Anlagen oder Anlagenteile (Gegenstände), die mit radioaktiven Stoffen, die aus Tätigkeiten nach § 4 Absatz 1 Satz 1 Nummer 1 in Verbindung mit § 5 Absatz 39 Nummer 1 oder 2, oder aus Tätigkeiten nach § 4 Absatz 1 Nummer 3 bis 7 des Strahlenschutzgesetzes /2/ stammen, kontaminiert sind oder durch die genannten Tätigkeiten aktiviert wurden, <p>aus der atom- und strahlenschutzrechtlichen Überwachung zur Verwendung, Verwertung, Beseitigung, Innehabung oder zu deren Weitergabe an einen Dritten als nicht radioaktive Stoffe bewirkt.</p> |
| Freigabewert | Wert der massen- oder flächenspezifischen Aktivität, bei dessen Unterschreitung eine Freigabe gemäß §§ 31 - 42 StrlSchV /7/ zulässig ist. Werte für verschiedene Freigabeoptionen sind in Anlage 4, Tabelle 1 StrlSchV /7/ tabelliert. |
| Freisetzung radioaktiver Stoffe | Entweichen radioaktiver Stoffe aus den vorgesehenen Umschließungen in die Anlage oder in die Umgebung auf nicht dafür vorgesehenen Wegen. |
| Gammaskpektrometrische Messung | Nuklidspezifische Aktivitätsbestimmung gammaemittierender Radionuklide. |
| Gebinde | Einheit aus Inhalt und Behälter. |
| Halbwertszeit | Die Zeit, in der die Hälfte der Kerne in einer Menge eines Radionuklids zerfällt. |
| Herausbringen | Bei dem Herausbringen handelt es sich um den in § 58 Abs. 2 StrlSchV /7/ geregelten Fall, dass bewegliche Gegenstände, die mit dem Ziel der Wiederverwendung oder Reparatur außerhalb eines Strahlenschutzbereichs aus einem Kontrollbereich herausgebracht werden, daraufhin geprüft werden, ob diese aktiviert oder kontaminiert sind und die in § 58 Abs. 2 StrlSchV /7/ festgelegten Voraussetzungen für das Herausbringen erfüllen. |

| | |
|----------------------------|---|
| Herausgabe | Mit Herausgabe wird eine Entlassung von nicht kontaminierten und nicht aktivierten Stoffen sowie beweglichen Gegenständen, Gebäuden, Bodenflächen, Anlagen oder Anlagenteilen ohne eine Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ aus der atomrechtlichen Überwachung auf Grund einer in der Genehmigung nach § 7 Absatz 3 AtG /1/ beschriebenen Vorgehensweise bezeichnet. |
| Industriestandard | Basis eines Industriestandards sind die in Normen (z. B. DIN-Normen, VDI-Richtlinien, VDE-Vorschriften, Regelungen der Berufsgenossenschaften) festgelegten grundsätzlichen technischen und sonstigen Anforderungen. |
| Ingestion | Aufnahme von radioaktiven Stoffen durch Nahrungsmittel und Trinkwasser. |
| Inhalation | Aufnahme von radioaktiven Stoffen durch Einatmen. |
| Inkorporation | Aufnahme von radioaktiven Stoffen in den menschlichen Körper. |
| In-Situ-Gammaspektrometrie | Direktes Messverfahren zur nuklidspezifischen Aktivitätsbestimmung gamma-emittierender Radionuklide mit einem mobilen Detektor. Der Detektor wird bei diesem Messverfahren zum Messobjekt gebracht. |
| IP-2-Versandstück | Industrierversandstück vom Typ IP-2 gemäß Gefahrgutrecht. |
| Ionisieren | Heraustrennung eines oder mehrere Elektronen aus einem Atom oder Molekül. |
| Kompaktieren | Zusammenpressen von festem radioaktivem Abfall. |
| Konditionierung | Herstellung von Abfallgebinden durch Behandlung und/oder Verpackung von radioaktivem Abfall. |
| Kontamination | Verunreinigung mit radioaktiven Stoffen. |
| Kollektivdosis | Produkt aus der Anzahl der Personen der exponierten Bevölkerungsgruppe und der mittleren Dosis pro Person. |
| Kontrollbereich | Zutrittsbeschränkter Strahlenschutzbereich nach § 52 Abs. 2 S. 1 Nr. 2 StrlSchV /7/, der von Personen nur betreten werden darf, wenn sie zur Durchführung oder Aufrechterhaltung der darin vorgesehenen Betriebsvorgänge tätig werden müssen. |
| Kontrollbereich, temporär | Bereich innerhalb des Überwachungsbereichs, in dem Kriterien zur Einrichtung von Kontrollbereichen – nicht ständig, sondern nur bei Bedarf – aufgrund erhöhter Dosisleistung gegeben sind. |

| | |
|----------------------|---|
| Kraftwerksgelände | Bereich auf dem Betriebsgelände des KWG, der durch den Kraftwerkszaun als äußere Umschließung der Anlage i.S. des § 2 Abs. 3a Nr. 1 lit. a) AtG /1/ begrenzt wird. |
| Kritikalität | Anordnung spaltbarer Stoffe, in der eine sich selbst erhaltende Kettenreaktion abläuft (Gegenteil ist Unterkritikalität). |
| MOSAIK®-Behälter | Abschirmbehälter zur Verpackung, Transport und Lagerung von radioaktivem Abfall. |
| Nachbetrieb | Zeitraum zwischen der endgültigen Einstellung des Leistungsbetriebs zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität bis zur Inanspruchnahme der ersten vollziehbaren Genehmigung nach § 7 Abs. 3 AtG /1/. |
| Nachzerfallsleistung | Thermische Leistung der bestrahlten Brennelemente in Abhängigkeit der Abklingzeit. |
| Nachzerfallswärme | Durch den Zerfall radioaktiver Spaltprodukte in einem Brennelement nach Abschalten des Reaktors weiterhin entstehende Wärme. |
| Nahbereich | <p>Gemäß AVV zu § 47 StrlSchV (a.F.) /8/ beträgt für den Nahbereich die maximale Anlagerungszeit an Schwebstoffe 10 Stunden.</p> <p>Der Nahbereich des KWG für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser über das Kühlwasserrückgabebauwerk ist einige 100 m unterhalb der Einleitstelle der KWG-Abwässer in die Weser.</p> <p>Bei Abgabe über die neue Abgabelleitung ist der Nahbereich dort, wo eine Vermischung mit dem Vorflutervolumenstrom von 25 m³/s erreicht ist. Dies wird voraussichtlich im Bereich von 100 m flussabwärts der Austrittsdüsen der neuen Abgabelleitung sein und ist von der technischen Ausführung dieser abhängig, die noch nicht vorliegt.</p> |
| Nuklid | Ein durch seine Protonenzahl, Neutronenzahl und seinen Energiezustand charakterisierter Atomkern. |
| Nuklidvektor | Relative Anteile einzelner Radionuklide an der Gesamtaktivität eines Stoffs. |
| Ortsdosis | Äquivalentdosis, die an einem bestimmten Ort gemessen wird. (Siehe Anlage 18, Teil A Nr. 2 StrlSchV /7/) |
| Ortsdosisleistung | In einem bestimmten Zeitintervall erzeugte Ortsdosis dividiert durch die Länge des Zeitintervalls; wird z. B. in Millisievert je Stunde (mSv/h) oder Mikrosievert je Stunde (µSv/h) angegeben. |

| | |
|-------------------------|---|
| Personendosis | Äquivalentdosis, gemessen mit den in Anlage 18 Teil A StrlSchV /7/ angegebenen Messgrößen an einer für die Exposition repräsentativen Stelle der Körperoberfläche. Die Maßeinheit ist das Sievert (Sv). |
| Pufferlagerung | Temporäres Unterbringen von ausgebauten Anlagenteilen und von radioaktiven Stoffen auf geeigneten Flächen oder in geeigneten Räumen vor ihrer weiteren Bearbeitung (z. B. Dekontamination, Zerlegung) beziehungsweise Behandlung (z. B. Konditionierung) oder Transportbereitstellung. |
| Radioaktivität | Eigenschaft bestimmter Stoffe, sich ohne äußere Einwirkung umzuwandeln und dabei eine charakteristische Strahlung auszusenden. |
| Radionuklid | Instabiles Nuklid, das spontan ohne äußere Einwirkung unter Strahlungsemission zerfällt. |
| Radioaktivitätsinventar | Summe der gesamten Radioaktivität. In einem Kernkraftwerk setzt sich das Radioaktivitätsinventar zusammen aus: Aktivierungsprodukten, Spaltprodukten, Kernbrennstoff. |
| Recycling | Zuführung metallischer Reststoffe in den Wertstoffkreislauf durch Einschmelzen und anschließende Freigabe nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/. |
| Referenzperson | Hypothetische, idealisierte Personen der sechs Altersgruppen der Anlage 11 Teil B Tabelle 1 StrlSchV /7/, denen für dosimetrische Zwecke standardisierte Eigenschaften zugeschrieben werden. Die Organdosen der Referenzperson sind die Mittelwerte der entsprechenden Dosiswerte des männlichen und weiblichen Referenzmenschen. Die effektive Dosis der Referenzperson ist die Summe der Organdosen der Referenzperson, die mit den entsprechenden Gewebe-Wichtungsfaktoren gewichtet werden. |
| Restbetrieb | Als Restbetrieb wird Betrieb aller für die Stilllegung notwendigen Versorgungs-, Sicherheits- und Hilfssysteme sowie der Betrieb der für den Abbau von Komponenten, Systemen und Gebäuden notwendigen Einrichtungen nach Erteilung der Stilllegungsgenehmigung bezeichnet. |

| | |
|----------------------------------|--|
| Reststoff, radioaktiv | <p>Radioaktive Stoffe, aus- oder abgebaute radioaktive Anlagenteile, Gebäudeteile (Bauschutt) und aufgenommener Boden sowie bewegliche Gegenstände, die kontaminiert oder aktiviert sind, bei denen der Verwertungs- bzw. Entsorgungsweg noch nicht entschieden ist, bis zur Entscheidung des Genehmigungsinhabers, dass sie dem radioaktiven Abfall zuzuordnen sind. Der Reststoff in diesem Sinne kann</p> <ul style="list-style-type: none"> • in der eigenen oder einer anderen Anlage verwertet werden, wobei radioaktive Abfälle anfallen können, oder • sofort oder nach Abklinglagerung nach §§ 31 – 42 StrlSchV /7/ freigegeben werden. |
| Reststoffbearbeitung | Zerlegung, Sortierung, Sammlung und Dekontamination von radioaktiven Reststoffen. |
| Reststoffbehandlungs- zentrum | Der Begriff „Reststoffbehandlungszentrum (RBZ)“ fasst funktional alle Einrichtungen zusammen, die für die Bearbeitung von radioaktiven Reststoffen bzw. die Behandlung radioaktiver Abfälle eingesetzt werden, unabhängig vom Standort der einzelnen Einrichtungen in der Anlage. |
| Rohabfall | Unverarbeiteter radioaktiver Abfall. |
| Sekundärabfälle | Abfälle, die nicht aus der Anlage selbst stammen, sondern z. B. durch Dekontaminations- oder Zerlegeverfahren zusätzlich zu den Primärabfällen entstehen, z. B. Dekontaminationsflüssigkeiten, Kühl- oder Schneidmittel, Werkzeuge. |
| Sievert | Physikalische Einheit für die Äquivalentdosis (Sv). |
| Sonderbrennstab | Brennstab, der aufgrund einer Befundlage, z. B. eines festgestellten Defekts, aus einem Brennelement entnommen wurde. |
| Sperrbereich | Zum Kontrollbereich gehörende Bereiche, in denen die Ortsdosisleistung höher als 3 mSv/h sein kann. |
| Stillsetzung | Endgültige Außerbetriebnahme von Systemen, Anlagenteilen und Komponenten als Voraussetzung für deren Abbau. |
| Störfallexposition | Einwirkung ionisierender Strahlung auf den menschlichen Körper durch ein Ereignis bzw. Ereignisablauf. |
| Strahlenexposition | Siehe Exposition. |

| | |
|-----------------------------|---|
| Strahlenschutz-beauftragter | Fachkundiger Betriebsangehöriger, der vom Strahlenschutzverantwortlichen (§ 69 StrlSchG /2/) unter schriftlicher Festlegung der Aufgaben, innerbetrieblichen Entscheidungsbereich und Befugnisse nach § 70 StrlSchG /2/ schriftlich bestellt ist. |
| Strahlenschutzbereiche | Betriebliche Bereiche gemäß § 52 StrlSchV /7/: Überwachungsbereich, Kontrollbereich und Sperrbereich, letzterer als Teil des Kontrollbereichs. |
| Strahlung, ionisierende | Es wird unterschieden zwischen Gammastrahlung und Teilchen-, wie z. B. Alpha-, Beta- oder Neutronenstrahlung. |
| Strahlung, radioaktive | Siehe Strahlung, ionisierende |
| System | Zusammenfassung von Komponenten zu einer technischen Einrichtung, die als Teil der Anlage selbstständige Funktionen ausführt. |
| Transportbereitstellung | Transportbereitstellung ist ein Fall der Pufferlagerung (siehe Pufferlagerung). Entsprechend KTA 3604 /13/ dient die Transportbereitstellung der Pufferlagerung von nach Transportrecht qualifizierten Versandstücken bis zu ihrem tatsächlichen Abtransport. |
| Überwachungsbereich | Zutrittsbeschränkter Strahlenschutzbereich nach § 52 Abs. 2 S. 1 Nr. 1 StrlSchV /7/, der von Personen nur betreten werden darf, wenn sie darin eine dem Betrieb dienende Aufgabe wahrnehmen oder Besucher sind. |
| Umgebungsüberwachung | Messungen in der Umgebung der Anlage zur Beurteilung der aus Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Fortluft und Abwasser resultierenden Strahlenexposition sowie zur Kontrolle der Einhaltung maximal zulässiger Ableitungen und Dosisgrenzwerte. |
| Unterkritikalität | Zustand, in dem durch Kernspaltung weniger Neutronen erzeugt werden, als durch Absorption und Leckage verschwinden, d. h. die Anzahl der Kernspaltungen sinkt kontinuierlich. |
| Verwertung, kontrollierte | Verwertung von radioaktiven Reststoffen nach Abgabe an einen anderen Genehmigungsinhaber im Geltungsbereich des AtG /1/ bzw. des StrlSchG /2/ z. B. als Rohstoff für die Herstellung von Behältern für radioaktive Abfälle. |
| Vorsorgemaßnahme | Maßnahme und Einrichtung, bei deren Vorhandensein der Eintritt eines Ereignisses als so unwahrscheinlich nachgewiesen ist, dass er nicht unterstellt zu werden braucht. |

| | |
|--------------------------|--|
| Wiederkehrende Prüfungen | Prüfungen, die aufgrund von Rechtsvorschriften, Auflagen der zuständigen Behörden oder aufgrund anderweitiger Festlegungen im Allgemeinen in regelmäßigen Zeitabständen oder aufgrund bestimmter Ereignisse durchgeführt werden. |
| Wiederverwendung | Wiederverwendung von ausgebauten Anlagenteilen wie Armaturen, Pumpen, Motoren etc. im kerntechnischen Bereich im In- und Ausland. |
| Zwischenlagerung | Lagerung von Abfallgebinden mit dem Ziel der Verbringung in ein anderes Zwischenlager, in ein zentrales Bereitstellungslager des Bundes oder in ein Endlager. |

12. QUELLENVERZEICHNIS

- /1/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), das durch Artikel 3 des Gesetzes vom 7. Dezember 2020 (BGBl. I S. 2760) geändert worden ist
- /2/ Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz – StrlSchG) vom 27. Juni 2017 (BGBl. I S. 1966), das zuletzt durch Artikel 5 Absatz 1 des Gesetzes vom 23. Oktober 2020 (BGBl. I S. 2232) geändert worden ist
- /3/ PreussenElektra GmbH, Kernkraftwerk Grohnde (KWG), Antrag nach § 7 Abs. 3 AtG zur Stilllegung und zum Abbau der Anlage in der ersten Abbauphase (1. SAG), 26. Oktober 2017 (KWG-GEN-2017-01)
- /4/ PreussenElektra GmbH, Kernkraftwerk Grohnde (KWG), Antrag nach § 7 Abs. 3 AtG zur Stilllegung und zum Abbau der Anlage in der ersten Abbauphase (1. SAG), 26. Oktober 2017 (KWG-GEN-2017-01); hier: Antragsergänzung, 07. Februar 2020
- /5/ ESK-Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen, Empfehlung der Entsorgungskommission vom 05. November 2020
- /6/ Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (Atomrechtliche Verfahrensverordnung - AtVfV) in der Fassung der Bekanntmachung vom 3. Februar 1995 (BGBl. I S. 180), die zuletzt durch Artikel 3 der Verordnung vom 11. November 2020 (BGBl. I S. 2428) geändert worden ist
- /7/ Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 29. November 2018 (BGBl. I S. 2034, 2036), die durch Artikel 1 der Verordnung vom 20. November 2020 (BGBl. S. 2502) geändert worden ist
- /8/ Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 47 Strahlenschutzverordnung: Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus Anlagen oder Einrichtungen, vom 28. August 2012 (Banz AT 05.09.2012 B1)
- /9/ ERM GmbH, Kernkraftwerk Grohnde – Stilllegung und Abbau der Anlage KWG, UVP-Bericht

- /10/ KTA 2201.1, Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen,
Teil 1: Grundsätze,
Fassung: 2011-11; inhaltlich überprüft und unverändert weiterhin gültig: 2016-11, 2017-11
- /11/ KTA 3902, Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken
Fassung 2020-12
- /12/ Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher
Güter auf der Straße, mit Eisenbahnen und auf Binnengewässern (Gefahrgutverordnung
Straße, Eisenbahn und Binnenschifffahrt – GGVSEB) in der Fassung der Bekanntmachung
vom 11. März 2019 (BGBl. I S. 258), die durch Artikel 14 des Gesetzes vom
12. Dezember 2019 (BGBl. I S. 2510) geändert worden ist
- /13/ KTA 3604, Lagerung, Handhabung und innerbetrieblicher Transport radioaktiver Stoffe (mit
Ausnahme von Brennelementen) in Kernkraftwerken
Fassung 2020-12
- /14/ Gesetz zur Errichtung eines Fonds zur Finanzierung der kerntechnischen Entsorgung
(Entsorgungsfondsgesetz – EntsorgFondsG) vom 27. Januar 2017 (BGBl. I S. 114, 1671), das
zuletzt durch Artikel 243 der Verordnung vom 19. Juni 2020 (BGBl. I S. 1328) geändert
worden ist
- /15/ Verordnung zum Schutz vor Gefahrstoffen (Gefahrstoffverordnung – GefStoffV) vom
26. November 2010 (BGBl. I S. 1643, 1644), die zuletzt durch Artikel 148 des Gesetzes vom
29. März 2017 (BGBl. I S. 626) geändert worden ist
- /16/ Verordnung über Arbeitsstätten (Arbeitsstättenverordnung – ArbStättV) vom
12. August 2004 (BGBl. I S. 2179), die zuletzt durch Artikel 4 des Gesetzes vom
22. Dezember 2020 (BGBl. I S. 3334) geändert worden ist
- /17/ Gesetz zur Regelung des Übergangs der Finanzierungs- und Handlungspflichten für die
Entsorgung radioaktiver Abfälle der Betreiber von Kernkraftwerken
(Entsorgungsübergangsgesetz - EntsÜG) vom 27. Januar 2017 (BGBl. I S. 114, 120, 1676),
das zuletzt durch Artikel 245 der Verordnung vom 19. Juni 2020 (BGBl. I S. 1328) geändert
worden ist

- /18/ Verordnung über Anforderungen und Verfahren zur Entsorgung radioaktiver Abfälle (Atomrechtliche Entsorgungsverordnung – AtEV) vom 29. November 2018 (BGBl. I S. 2034, 2172)
- /19/ Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die nicht an eine Landessammelstelle abgeliefert werden vom 16. Januar 1989 (Banz. 1989, Nr. 63a), letzte Ergänzung vom 14. Januar 1994 (BAnz. 1994 Nr. 19)
Die Richtlinie von 1989 wurde inhaltlich ersetzt durch die Richtlinie vom 19. November 2008 /20/, aber offiziell nicht zurückgezogen.
- /20/ Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Reststoffe und radioaktiver Abfälle (Abfallkontrollrichtlinie) vom 19. November 2008 (BAnz 2008, Nr. 197, S. 4777)
- /21/ Gesetz zur Förderung der Kreislaufwirtschaft und Sicherung der umweltverträglichen Bewirtschaftung von Abfällen (Kreislaufwirtschaftsgesetz - KrWG) vom 24. Februar 2012 (BGBl. I S. 212), das zuletzt durch Artikel 2 Absatz 2 des Gesetzes vom 9. Dezember 2020 (BGBl. I S. 2873) geändert worden ist.
- /22/ Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei Tätigkeiten der Instandhaltung, der Änderung, der Entsorgung und des Abbaus in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen – Teil 2: Die Strahlenschutzmaßnahmen während des Betriebes und der Stilllegung einer Anlage oder Einrichtung (IWRS II) vom 17. Januar 2005 (GMBI. 2005, Nr. 13, S. 258)
- /23/ Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) vom 7. Dezember 2005 (GMBI. 2006, Nr. 14 – 17, S. 254)
- /24/ KTA 1201, Anforderungen an das Betriebshandbuch
Fassung 2015-11; inhaltlich überprüft und unverändert weiterhin gültig: 2017-11
- /25/ KTA 1202, Anforderungen an das Prüfhandbuch
Fassung 2017-11
- /26/ KTA 1203, Anforderungen an das Notfallhandbuch
Fassung 2009-11; inhaltlich überprüft und unverändert weiterhin gültig: 2015-11, 2017-11
- /27/ DIN EN ISO 9001, Qualitätsmanagementsysteme – Grundlagen und Begriffe
Fassung: 2015-11

- /28/ Leitfaden zur Stilllegung, zum sicheren Einschluss und zum Abbau der Anlage oder Anlagenteile nach § 7 des Atomgesetzes (Stilllegungsleitfaden) vom 23. Juni 2016 (BAnz AT 19.07.2016 B7)
- /29/ ESK-Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (Revidierte Fassung vom 10. Juni 2013)
- /30/ KTA 3905, Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken
Fassung 2020-12
- /31/ RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren,
3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981 (BAnz. 1982, Nr. 69a) mit den Änderungen:
in Abschnitt 21.1 (BAnz. 1984, Nr. 104),
in Abschnitt 21.2 (BAnz. 1983, Nr. 106) und
in Abschnitt 7 (BAnz. 1996, Nr. 158a) mit Berichtigung (BAnz. 1996, Nr. 214)
und den Anhängen vom 25. April 1979 zu Kapitel 4.2 der 2. Ausgabe der RSK-LL vom
24. Januar 1979 (BAnz. 1979, Nr. 167a)
- /32/ Verordnung zur Festlegung von Dosisgrenzwerten für frühe Notfallschutzmaßnahmen (Notfall-Dosiswerte-Verordnung – NDWV) vom 29. November 2018 (BGBl. I S. 2034, 2172)
- /33/ Berechnungsgrundlage zur Ermittlung der Strahlenexposition infolge von Störmaßnahmen oder sonstigen Einwirkungen Dritter (SEWD) auf kerntechnische Anlagen (SEWD-Berechnungsgrundlage) vom 28. Oktober 2014 (GMBL 2014, Nr. 64, S. 1315)
- /34/ Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung (UVPG) in der Fassung der Bekanntmachung vom 24. Februar 2010 (BGBl. I S. 94), das zuletzt durch Artikel 4 des Gesetzes vom 3. Dezember 2020 (BGBl. I S. 2694) geändert worden ist

13. ABBILDUNGSVERZEICHNIS

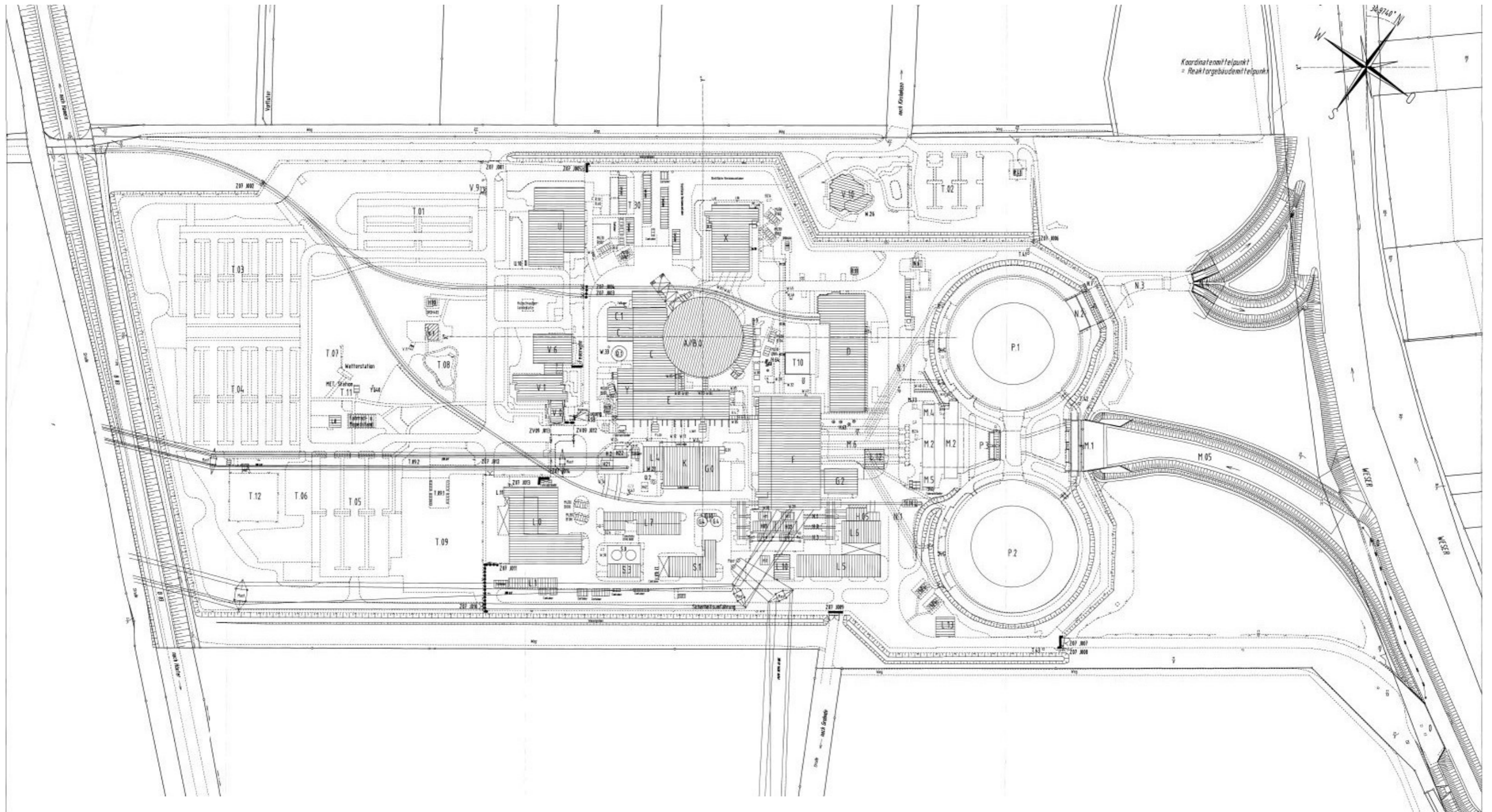
| | |
|--|-----|
| Abbildung 1-1: Vorgesehener genehmigungstechnischer Ablauf der Stilllegung KWG..... | 13 |
| Abbildung 2-1: Lageplan des Standorts Grohnde mit 10 km-Umkreis (ohne Maßstab)..... | 25 |
| Abbildung 2-2: Übersichtskarte des Kernkraftwerks Grohnde mit Umgebung | 26 |
| Abbildung 2-3: Überblick der Hauptverkehrswege in der Nähe des Standorts KWG (ohne Maßstab)..... | 31 |
| Abbildung 2-4: Häufigkeit für Wind, der in Richtung der Sektoren weht, für das Gesamtjahr (365 Tage) | 33 |
| Abbildung 2-5: Niederschlag bei Wind in Richtung der Sektoren für das Gesamtjahr (365 Tage) | 34 |
| Abbildung 3-1: Ansicht des Kernkraftwerks Grohnde, Blick aus westlicher Richtung | 41 |
| Abbildung 3-2: Übersicht Standort KWG (schematisch, ohne Maßstab)..... | 42 |
| Abbildung 3-3: Funktionsprinzip eines Druckwasserreaktors..... | 43 |
| Abbildung 3-4: Prinzipieller Aufbau der Systeme im Reaktorgebäude..... | 45 |
| Abbildung 3-5: Prinzipieller Aufbau der Kühlwassersysteme | 48 |
| Abbildung 3-6: Vereinfachter Querschnitt durch das Maschinenhaus..... | 51 |
| Abbildung 3-7: Anordnung der Becken | 54 |
| Abbildung 3-8: Übersicht der Ergebnisse der Aktivierungsberechnung: Gesamtaktivitäten für den RDB, die RDB-Einbauten und den Biologischen Schild (1 Jahr nach Abschalten der Anlage); Angaben in Becquerel (Bq)..... | 64 |
| Abbildung 3-9: Ablauf der radiologischen Beprobung | 67 |
| Abbildung 4-1: Potenzielle Pufferlagerflächen im Überwachungsbereich KWG | 78 |
| Abbildung 5-1: Schwerpunkte der Stilllegung und des Abbaus | 92 |
| Abbildung 5-2: Exemplarische Übersicht RDB und RDB-Einbauten | 98 |
| Abbildung 5-3: Schematische Darstellung des Aushebens des UKG und die Nachzerlegung des oberen Teils des Kernbehälters (Quelle: ZerKon, Januar 2018)..... | 100 |
| Abbildung 5-4: Exemplarische Darstellung eines Dampferzeugers | 101 |
| Abbildung 5-5: Exemplarische Darstellung einer Hauptkühlmittelpumpe | 103 |

| | |
|--|-----|
| Abbildung 5-6: Exemplarische Darstellung des Druckhalters | 104 |
| Abbildung 5-7: Schematische Darstellung des RDB mit Einbauten in Einbaulage | 106 |
| Abbildung 5-8: Unterteilung des RDB in endlagergerechte Einzelsegmente (Beispiel)..... | 108 |
| Abbildung 5-9: RDB in Einbaulage mit Biologischem Schild..... | 109 |
| Abbildung 6-1: Entscheidungsweg zur Wahl des Entsorgungsziels..... | 112 |
| Abbildung 6-2: Vereinfachter Überblick der Behandlungswege und -ziele | 116 |
| Abbildung 6-3: Prognostizierte Prozentanteile an den abzubauenen Massen des KWG nach Entsorgungsziel..... | 118 |
| Abbildung 6-4: Schematisierte Darstellung der Behandlung radioaktiver Abfälle | 124 |
| Abbildung 7-1: Betriebsgelände KWG mit Überwachungs- und Kontrollbereichen des Kernkraftwerks Grohnde (schematisch, ohne Maßstab) | 131 |

14. TABELLENVERZEICHNIS

| | |
|---|-----|
| Tabelle 7-1: Strahlenexposition aus Ableitungen mit der Fortluft nach Altersgruppen | 143 |
| Tabelle 7-2: Strahlenexposition aus Ableitungen mit dem Abwasser über das Kühlwasserbauwerk nach Altersgruppen..... | 145 |
| Tabelle 7-3: Strahlenexposition aus Ableitungen mit dem Abwasser über die neue Abgabelitung nach Altersgruppen | 145 |
| Tabelle 7-4: Summe der Strahlenexpositionen | 149 |
| Tabelle 9-1: Zusammenfassung der radiologisch repräsentativen Ereignisse | 184 |

15. ANHANG 1: LAGEPLAN DES KERNKRAFTWERKES GROHNDE



| | | | | | | | | | | | | | | | |
|------|---|------------|--|------|--|-----------|---|------|---------------------------------|-----------|----------------------------------|-----------|---|-----------|--|
| A | Reaktorgebäude - Innenraum | G.4 | Deionatbehälter | L.0 | Lager- u. Werkstattgebäude | L.20-L.60 | Löschwasserkontrollbauwerke | N.3 | Rückgabekanal | S.1 | Nebenwerkstattengebäude | U.10 | Raucherkabine | W.82 | Kabel- u. Rohrbrücke |
| B.0 | Reaktorgebäude - Ringraum | G.40 | Deionatbehälteranbau | L.1 | Lagerhalle, offen | M.0 | Entnahmebauwerk | N.4 | Rückgabebauwerk | S.2 | Kompressorstation | V.0 | Pförtner | W.83 | Kabel- u. Rohrbrücke |
| B.9 | FD + Spw-Armaturenkammer | H.0 | Maschinentransformator H01/H02 | L.4 | Versorgungsanlagen (Hilfsdampf, Heizwass. + Druckluft) | M.1 | Rechenbauwerk | N.6 | Nebenkühlwasser - Sammelbecken | S.3 | Abfall-Bereitstellungshalle | V.1 | Verwaltungsgebäude | W.84 | Kabel- u. Rohrbrücke |
| BZA | Ölabscheider | H.1 | Block-ES-Transformator H11/H12 | L.5 | Schwerteilager | M.2 | Hauptkühlwasserpumpenbauwerk | N.7 | Nebenkühlwasser - Rückgabekanal | T.01-T.06 | Parkplätze | V.6 | Kasino | W.85 | Kabel- u. Rohrbrücke + Übergang |
| C | Reaktorhilfsanlagengebäude u. Zufahrtsanbau | H.2 | Fremdnetztransformator H21/H22 | L.6 | Schwerteilager | M.4 | Nebenkühlwasserpumpenbauwerk (Red. 1+2) | O | Schiffsanlegestelle | T.07 | Wetterstation | V.7 | Freizeitgebäude | W.90 | Kabelschacht |
| C | Bedarfsfilteranlage | H.3 | Transformatorkühlanlage H31/H32 | L.7 | Garagengebäude | M.5 | dto. | P.1 | Kühlturm | T.08 | Teichanlage | V.9 | Pförtner-Einfahrt | X | Notspeisegebäude |
| C.1 | Abfallkonditionierung | H.4 | Fremdnetztrafo-3. Netzanschluss | L.8 | Garagengebäude, Werksfeuerwehr | M.6 | Hauptkühlwasser-Vorlaufleitungen (Red. 3+4) | P.2 | Kühlturm | T.09 | Grünanlage | V.10 | Informationszentrum | X.1 | Anbau für Vereinzelung |
| D | Zwischenlager | H.5 | Reservetrafogebäude | L.9 | Garagengebäude, Werksfeuerwehr | M.5 | Entnahmekanal | Q.1 | Fortluftkamin | T.09.1 | Öllagerfläche | V.11 | Gartenhäuschen | Y | Büro- u. Sozialgebäude |
| D | Schaltanlagengebäude | H.05 | Reservetrafogebäude | L.9 | Gasversorgungszentrale | M.70 | NKW-Reservepumpenschacht | R.0 | Rauchgaskamin | T.10 | Lagerfläche für Notfallreinigung | W.01-W.44 | Kabel- u. Rohrkanäle, Kabelziehschächte | YG.40 | Beton-Monolith |
| E | Maschinenhaus | H.09 | GR0H406 30 KV-Anlage AH10 | L.10 | Lagerhalle für Kabeltrommeln | M.71 | Einstiegsschacht Spülkanal VA-ZP1 | R.10 | Trinkwasserübergabe | T.11 | Meteorologische Station | W.45 | Trinkwasserübergeschacht (alt) | Z07 J001 | Tore des Demonstrationszauns und der äußeren Umschließung des äußeren Sicherungsbereichs |
| F | Vollentsatzanlage | H.10 | GR0H402 30 KV-Anlage AH00 | L.11 | Hochregal an L.O | M.73 | NKW-Armaturenschacht | R.10 | Schmutzwasserpumpenbauwerk | T.12 | Sportanlage mit Gerätehaus | W.46 | Trinkwasserschacht vor D | Bis | |
| G.0 | Aufenthaltsraum / Abstellraum | H.61, H.62 | Ölsammelgrube | L.12 | Montage- und Lagerhalle | M.74 | Rohrkanal für VE Z1 | R.11 | dto. | T.41-43 | OSD-Schutzhäuschen | W.47 | Rohrkanal (F)-Ende | Z07 J014 | Tor Hauptwache |
| G.01 | Kondensatreinigungsanlagen | H.63, H.64 | Ölabscheider | L.13 | Montage- und Lagerhalle | MU | Dispenser | R.40 | Regenwasserpumpenbauwerk | T.30 | Büro-Containerstellplatz | W.80 | Abstützung RA u. RL-Ltgn. | ZV09 J012 | Tor Hauptwache |
| G.2 | | K | Notstromdieselgebäude + Kaltwasserzentrale | L.14 | Wetterschutzkonstruktion Gleiswagen | N.1 | Hauptkühlwasser-Rücklaufleitung | R.41 | Regenwasserpumpenbauwerk | U | Revisionsgebäude | W.81 | Kabel- u. Rohrbrücke | ZV09 J013 | Tor Hauptwache |
| | | | | | | N.2 | Absturzbauwerk | S.0 | Heizölbehälter | | | | | | |